

VŠB -TU Ostrava

Fakulta strojní

Katedra energetiky

Jaderné energetické reaktory

Nuclear Reactors

Student:

Tomáš Zelený

Vedoucí bakalářské práce

profesor Ing. Pavel Kolat, DrSc.

## Zadání bakalářské práce

Student:

**Tomáš Zelený**

Studijní program:

B2341 Strojírenství

Studijní obor:

3907R009 Provoz energetických zařízení

Téma:

**Jaderné energetické reaktory**  
**Nuclear Reactors**

Zásady pro vypracování:

Na základě rešerše literatury popište přehled typů a technických řešení jaderných reaktorů, které jsou významné z pohledu jaderné energetiky, ale také vybraných experimentálních jaderných reaktorů. Přehled má odrážet především současný stav. Vytvořte přehled typů jaderných reaktorů a rozdělte je podle vhodných kritérií.

Popište princip činnosti a konstrukci vybraných typů jaderných reaktorů.

Vytvořte přehled energetických jaderných reaktorů a jejich zastoupení ve světě. Pojednejte o reaktorech III. a IV. generace.

Ve výpočtové části proveďte zjednodušený tepelný výpočet parního generátoru, který tvoří spojení mezi I. a II. okruhem jaderné elektrárny.

Zadané parametry pro výpočet:

Tepelný výkon jaderné elektrárny 3200 MWt; tlak syté páry 7 MPa; parní výkon PG 1602 t/hod; teplota chladiva v I. okruhu 298,2 / 328,9 °C; tlak v I. okruhu 16,2 MPa; teplota napájecí vody 225 °C.

Seznam doporučené odborné literatury:

HEJZLAR, Radko. *Stroje a zařízení jaderných elektráren*. Díl 1 a 2. Vydavatelství ČVUT v Praze, 2005. 385 s. ISBN 80-01-03189-6.

MÁTAL, Oldřich. *Jaderné reaktory a jejich chlazení*. Nakladatelství CERN VUT v Brně. 2001. 116 s. ISBN 80-214-2028-6.


HEZOUČKÝ, František. *Základy teorie provozních režimů jaderných elektráren s tlakovodními reaktory*. Vydavatelství ČVUT v Praze, 2005. 185 s. ISBN 80-01-03324-4.

Formální náležitosti a rozsah bakalářské práce stanoví pokyny pro vypracování zveřejněné na webových stránkách fakulty.

Vedoucí bakalářské práce: **prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.**

Datum zadání: 16.12.2011

Datum odevzdání: 21.05.2012

  
prof. Ing. Dagmar Juchelková, Ph.D.  
vedoucí katedry



  
prof. Ing. Radim Farana, CSc.  
děkan fakulty

Prohlašuji, že

- byl jsem seznámen s tím, že na moji bakalářskou práci se plně vztahuje zákon č. 121/2000 Sb., autorský zákon, zejména §35-užití díla v rámci občanských a náboženských obřadů, v rámci školních představení a užití díla školního a §60-školní dílo.
- beru na vědomí, že Vysoká škola báňská-Technická univerzita Ostrava (dále už jen „VŠB-TUO“) má právo nevýdělečně ke své vnitřní potřebě bakalářskou práci užít (§35 odst. 3).
- souhlasím s tím, že jeden výtisk bakalářské práce bude v elektronické podobě uložena v Ústřední knihovně VŠB-TUO k nahlédnutí a jeden výtisk bude uložen u vedoucího bakalářské práce. Souhlasím s tím, že údaje o kvalifikační práci budou zveřejněny v informačním systému VŠB-TUO.
- bylo sjednáno, že VŠB-TUO, v případě zájmu z její strany, uzavře licenční smlouvu s oprávněním užít dílo v rozsahu §12 odst. 4 autorského zákona. bylo sjednáno, že užít své dílo-bakalářskou práci nebo poskytnout licenci k jejímu využití mohu jen se souhlasem VŠB-TUO, která je oprávněna v takovém případě ode mne požadovat přiměřený příspěvek na úhradu nákladů, které byly VŠB-TUO na vytvoření díla vynaloženy (až do jejich skutečné výše).
- Beru na vědomí že odevzdáním své práce souhlasím se zveřejněním své práce podle zákona č. 111/1998 Sb., o vysokých školách a o změně a doplnění dalších zákonů (zákon o vysokých školách), ve znění pozdějších předpisů, bez ohledu na výsledek její obhajoby.

V Ostravě: 21.5.2010

podpis



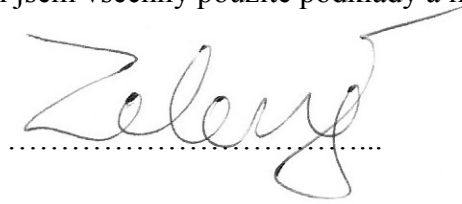
Jméno a příjmení autora práce: Tomáš Zelený

Adresa trvalého pobytu studenta: Čejkovice 568, 696 15

**Místopřísežné prohlášení studenta**

Prohlašuji, že jsem celou bakalářskou práci včetně příloh vypracoval samostatně pod vedením vedoucího bakalářské práce a uvedl jsem všechny použité podklady a literaturu.

V Ostravě, dne 21.5.2010  
podpis studenta



.....

# **ANOTACE BAKALÁŘSKÉ PRÁCE**

ZELENÝ, T. Jaderné energetické reaktory : bakalářské práce

Ostrava : VŠB-Technická univerzita Ostrava, Fakulta strojní, Katedra energetiky, 2012,

40 s. prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Tato práce se zabývá jadernými energetickými reaktory. Úvod práce pojednává o základních pojmech jaderné reakce, následně je popsán reaktor a celá jaderná elektrárna. V následující části jsou rozebrány jednotlivé reaktory, které jsou seřazeny podle způsobu chlazení. Dále jsou zde rozebrány české jaderné elektrárny. Ve druhé části je proveden výpočet základních parametrů pro konstrukci parogenerátoru. Cílem této bakalářské práce je přehled technických řešení jaderných reaktorů, které odráží především současný stav

Klíčová slova:

jaderný reaktor; jaderná elektrárna; generace III; generace III+; parní generátor; parogenerátor

# **ANNOTATION OF BACHELOR THESIS**

CIESLAR, T.: *Nuclear Reactors*

Ostrava: VŠB – Technical University of Ostrava, Faculty of Mechanical Engineering,

Department of Power Engineering, 2012, 47 p. Bachelor Thesis, Thesis supervisor: prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

This bachelor thesis deals with nuclear reactors. In the introduction is familiarization with basic concept of nuclear reaction, reactor a whole nuclear power plant. In the next part are discussed individual nuclear reactors, which are divided by form of the coolant. Next are discussed nuclear plants. In the second part is calculation of basic measures of the steam generator. Goal of this bachelor thesis is a summary of technical solutions of nuclear reactors, which reflect mostly current status of nuclear energetics.

Key words:

nuclear reactor; nuclear power plant; generation III, generation III+, steam generator

## Obsah

Seznam použitého značení .....	8
1.) Úvod .....	10
2.) Současnost jaderné energetiky .....	10
2.2.) Historie jaderné energetiky .....	11
2.3.) Štěpná reakce .....	12
2.3.1.) Základní pojmy .....	12
2.3.2.) Štěpná jaderná reakce .....	13
2.4.) Jaderná elektrárna .....	14
2.4.1.) Primární okruh .....	15
2.4.2.) Sekundární okruh .....	16
2.4.3.) Terciální (chladicí) okruh .....	17
3.) Jaderný reaktor .....	18
3.1.) Palivový cyklus .....	19
3.2.) Klasifikace jaderných reaktorů .....	22
3.3.) Přehled jaderných reaktorů ve světě .....	23
4.) Generace jaderných reaktorů .....	24
4.1.) Typy jaderných reaktorů generace III .....	24
4.1.1.) Lehkovodní jaderné reaktory .....	25
4.1.2.) Těžkovodní jaderné reaktory .....	30
4.3.) Typy jaderných reaktorů generace IV .....	31
5.) Jaderná energetika v ČR .....	35
5.1.) Jaderná elektrárna Dukovany .....	35
5.2.) Jaderná elektrárna Temelín .....	36
5.3.) Výstavba 3. a 4. bloku Jaderné elektrárny Temelín .....	36
7.) Výpočet parogenerátoru .....	40
8.) Závěr .....	46

9.) Seznam použité literatury .....	47
10.) Seznam obrázků a tabulek .....	50
11.) Příloha.....	51

## Seznam použitého značení

A	[1]	konstanta
$c_p$	$[J \cdot kg^{-1} \cdot K^{-1}]$	měrná tepelná kapacita za konstantního tlaku
$d_1$	[m]	vnější průměr trubky
$d_2$	[m]	vnitřní průměr trubky
G	$[kg \cdot s^{-1}]$	parní výkon parogenerátoru
$i_a$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	entalpie primární vody na vstupu
$i_e$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	entalpie primární vody na výstupu
$i_{sp}$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	entalpie syté páry
$i_{sv}$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	entalpie syté vody
$i_{nv}$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	entalpie napájecí vody
$i'$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	entalpie syté kapaliny
k	$[kW \cdot m^{-2} \cdot K]$	součinitel prostupu tepla
L	[m]	délka trubky
$L_{stř}$	[m]	střední délka trubky
$l_{1,2}$	$[kJ \cdot kg^{-1}]$	latentní teplo
$m_v$	$[kg \cdot s^{-1}]$	průtok primární vody
n	[1]	koeficient čistoty povrchu teplosměnné trubky
$n_t$	[1]	počet trubek
Nu	[1]	Nuseltovo číslo
Pr	[1]	Prandtlovo číslo
Pr	[1]	Prandtlovo číslo při střední teplotě stěny trubky
$Q_{PG}$	[MW]	tepelný výkon parogenerátoru
$Q_r$	[W]	tepelný výkon reaktoru
$Q_m$	$[kg \cdot s^{-1}]$	hmotnostní průtok média
q	$[kW \cdot m^{-2}]$	střední tepelný tok
S	$[m^2]$	teplosměnná plocha
$S_v$	$[m^2]$	celková průtočná plocha
$S_{tr}$	$[m^2]$	průtočná plocha jedné trubky
$t_{11}$	$[^{\circ}C]$	teplota chladiva v I. okruhu na vstupu
$t_{12}$	$[^{\circ}C]$	teplota chladiva v I. okruhu na výstupu
$t_{NV}$	$[^{\circ}C]$	teplota napájecí vody
$t_{stř}$	$[^{\circ}C]$	střední teplota
$\Delta t_{stř,log}$	$[^{\circ}C]$	střední logaritmický teplotní spád
$\Delta t_e$	$[^{\circ}C]$	teplotní rozdíl na vstupu do ekonomizéru



$\Delta t_v$	[°C]	teplotní rozdíl na vstupu do výparníku
$w$	[m·s <sup>-1</sup> ]	rychlost média
$\alpha_1$	[W·m <sup>-2</sup> ·K <sup>-1</sup> ]	součinitel prostupu tepla voda-trubka
$\alpha_2$	[W·m <sup>-2</sup> ·K <sup>-1</sup> ]	součinitel prostupu tepla trubka-voda
$\lambda$	[W·m <sup>-1</sup> ·K <sup>-1</sup> ]	součinitel tepelné vodivosti média
$\lambda_{stř}$	[W·m <sup>-1</sup> ·K <sup>-1</sup> ]	součinitel tepelné vodivosti stěny
$\eta$	[m <sup>2</sup> ·s <sup>-1</sup> ]	kinematická viskozita
$\rho$	[kg·m <sup>3</sup> ]	měrná hmotnost média
$\nu$	[Pa·s]	dynamická viskozita

## 1.) Úvod

Ruku v ruce s technologickým a průmyslovým rozvojem, zvyšováním počtu obyvatel na Zemi a neustálou snahou o zlepšení kvality života jdou také nároky na potravu a energii pro lidstvo. Především v poslední době často citovaná témata, jako udržitelný rozvoj, skleníkový efekt a ekonomická nebo energetická krize jsou hodná k hlubokému zamyšlení, studiu příčin a východisek z těchto globálních problémů. V oblasti energetiky se jeví jako jedním z východisek těchto problémů jaderná energie.

## 2.) Současnost jaderné energetiky

Z rozvojových zemí, jako např. Indie, Čína a Brazílie se staly velké ekonomiky s obrovskou poptávkou po všech druzích energie, ale na druhou stranu se celosvětově snižují zásoby primárních energetických zdrojů. Proto se společenství vědců a expertů z různých oborů snaží o nalezení jiných cest k dlouhodobému hospodářskému růstu a zlepšování nebo alespoň udržení stávajícího životního standardu. Způsobů, jak toho dosáhnout je mnoho, každý má svoje kladné i záporné stránky. Stejně tak jako jaderná energetika. Člověk tuto technologii ovládá už 70 let. Jaderná energetika patří k čistým zdrojům produkce elektrické energie, bezpečnostní standardy při provozu jaderných elektráren jsou jedny z nejprísnejších, s jakými se vůbec můžeme setkat. Na druhou stranu jsou zde ekonomické, politické a bezpečnostně-ekonomické argumenty proti jaderné energetice jako riziko nehody, zneužití technologie a problematika nakládání s odpady. Před nehodou v Japonské elektrárně Fukušima I zažívala jaderná energetika opětovnou renesanci. Tato havárie vyvolala mezinárodní politickou diskuzi o dalším využívání jaderné energie. V Německu se vláda rozhodla pro ukončení jaderné energetiky, v Itálii občané v referendu zamítli opětovný návrat k jaderné energetice. Na druhou stranu Polsko, které v dnešní době žádnou JE nemá, vážně uvažuje o vstupu do jaderného klubu. Skupina zemí jako ČR, Finsko, VB, Španělsko Slovensko a další miní JE provozovat a stavět i v budoucnu. Dle mého názoru se lidstvo bez „jádra“ do budoucna neobejde, protože zvyšující poptávku po energiích nedokáže pokrýt z jiných zdrojů, navíc se jednotlivé státy budou snažit o energetickou nezávislost, hlavně na nestabilních cenách uhlovodíků. [1,8,9]

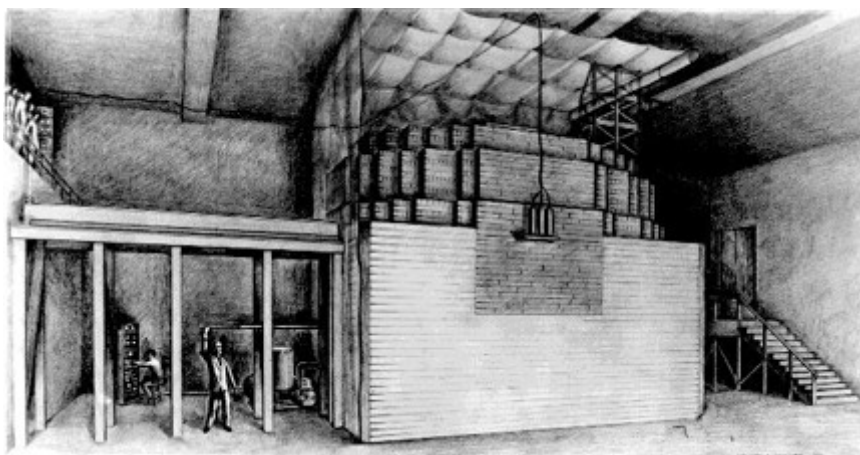
## 2.2.) Historie jaderné energetiky

**1935-1937:** Otto Hahn a Fritz Strassmann se zabývali studiem radioaktivity.

Po bombardování atomů uranu svazky neutronů objevili prvky s poloviční atomovou hmotností (barium, lanthan). Tento jev nazvali jaderné štěpení.

**1941:** Vědci z univerzity v Berkeley objevili plutonium (Pu), které je možno vyrobit v jaderném reaktoru a lze štěpit stejně snadno jako uran (U-235).

**2.12.1942:** Tým Enrica Fermiho spustil první jaderný reaktor (Chicago Pile-1) se samoudržitelnou reakcí. Reaktor se skládal z uranových a grafitových bloků. Moderován byl grafitem. Řízen byl tyčemi pokrytými kadmiem. Z reaktoru CP-1 ale ještě nebyla získávána energie.



Obr. 1-1 Chicago Pile-1 [29]

**20.12.1951:** Na experimentálním reaktoru EBR-1 (Experimental Breeder Reactor) v USA byla získána první energie. Stále to však ještě nebyla jaderná elektrárna v pravém smyslu slova.

**27.6.1954:** Spuštěna první jaderná elektrárna v SSSR u města Obninsk s instalovaným výkonem 5 MWe. Moderována byla grafitem, chlazena vodou.

**28.3.1979:** Havárie elektrárny Three Mile Island, USA. První havárie jaderné elektrárny. Došlo k částečnému roztavení druhého reaktoru.

**3.11.1985** Spuštěna jaderná elektrárna Dukovany. S reaktory VVER o výkonu 4x440 MWe.

**26.4.1986:** Havárie Černobylské elektrárny v Ukrajině. Během riskantního pokusu došlo k přehřátí a explozi jednoho reaktoru. Tato havárie zpomalila expanzi jaderného průmyslu na mnoho let. Pozůstatky havárie se budou odstraňovat ještě mnoho let. [2,3]

## 2.3.) Štěpná reakce

Štěpná jaderná reakce je jedním ze dvou způsobů, jak uvolňovat energii uloženou v jádrech atomů. Další možnost - slučování atomů lehkých prvků (deuterium, tritium), se nazývá termojaderné štěpení.

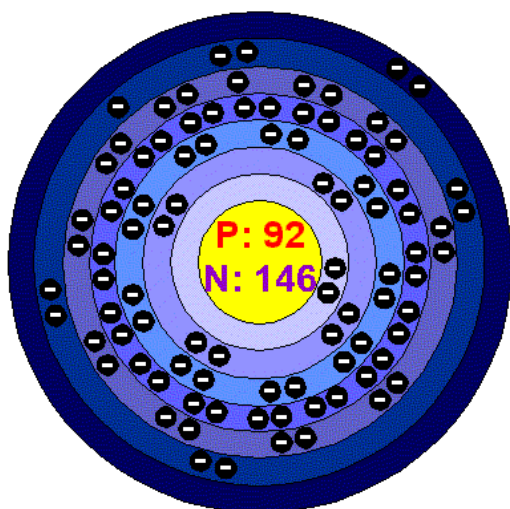
### 2.3.1.) Základní pojmy

Atom – nejmenší částice, chemicky nedělitelná, definuje chemické vlastnosti prvku.

Skládá se z atomového jádra (protonů a neutronů) a elektronového obalu.

Atomové jádro – vnitřní část atomu, kladně nabitá, tvoří jeho hmotové centrum, které je dále tvořeno protony a neutrony. Obsahuje 99,9% hmotnosti atomu. Má průměr přibližně  $10^{-15}\text{m}$ .

Elektronový obal – vnější záporně nabitá část atomu, určuje chemické vlastnosti prvků.

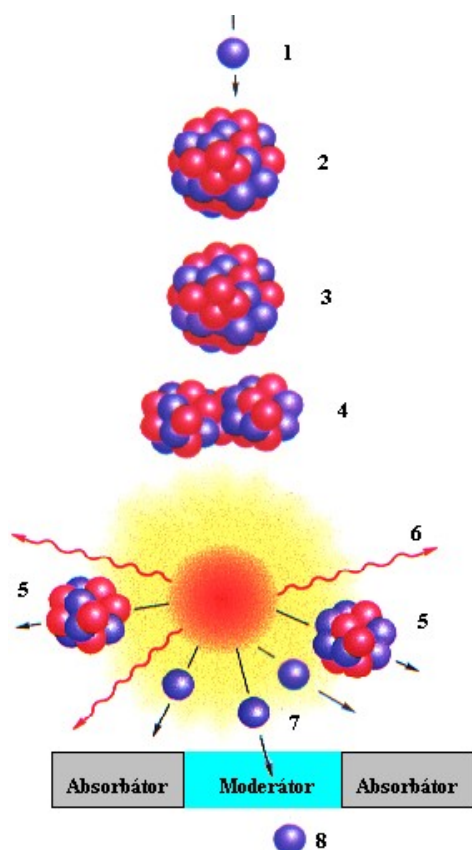


Obr. 1-2 Atom Uranu (U-235) [30]

### 2.3.2) Štěpná jaderná reakce



Štěpná jaderná reakce je jaderná reakce, při které je rozbito jádro nestabilního atomu vniknutím neutronu za současného uvolnění energie. K řízené štěpné jaderné reakci dochází v jaderných reaktorech u těžkých atomových jader při jejich ostřelování neutrony. K neřízené reakci dochází při výbuchu jaderné bomby. Na rovnici výše vidíme příklad řízené reakce U-235 se zpomaleným neutronem, při této reakci je více možností štěpných produktů (např. Sb, Sm). Průběh reakce je možné sledovat na Obr 1-3. (viz str. 15). Pomalý neutron (1) reaguje s jádrem uranu (2), které neutron přijme a vznikne nestabilní nuklid (3). Ten se při štěpné reakci (4) rozpadá na dva produkty (štěpné trosky) (5), přičemž se uvolňuje elektromagnetické záření (6) a 2 až 3 rychlé neutrony (7). Pokud se podaří neutrony moderátorem zpomalit, mohou vyvolat další reakci s podobným průběhem. Na Obr. 1-3 je znázorněn po zpomalení moderátorem i tento pomalý neutron (8). Vzniklá jádra jsou v excitovaném stavu a při reakci se uvolňuje energie přibližně 200 MeV. Asi 80% vzniklé energie je kinetická energie štěpných trosek (nabitých těžkých jader), která se dále mění na tepelnou srážkami s molekulami vody a je odváděna touto chladicí vodou z reaktoru do parogenerátoru. [4,5]



Obr. 1-3 Řízená štěpná reakce [31]

## 2.4.) Jaderná elektrárna

Jaderná elektrárna je soubor energetických strojů sloužící k přeměně vazebné energie jader těžkých prvků na elektrickou energii. V současnosti představuje jaderná elektrárna nejsofistikovanější komerčně užívaný způsob získávání elektrické energie, s obrovskými náklady na výstavbu a nulovými emisemi. Na druhou stranu existuje riziko havárie a problematické je rovněž nakládání a uložení vyhořelého paliva. Hlavní části jaderné elektrárny jsou jaderný reaktor, parogenerátor, parní turbína s alternátorem, kondenzátor a chladicí věž. V principu se jedná o parní elektrárnu, ve které se energie získaná jaderným reaktorem používá k výrobě páry v parogenerátoru. Tato pára pohání parní turbínu, které uvádí do pohybu alternátory pro výrobu elektrické energie. Současné jaderné elektrárny využívají jako palivo převážně obohacený uran, což je přírodní uran, v němž byl zvýšen obsah izotopu U-235 z původních zhruba 0,7 % na 2 – 5 %.

Jaderné elektrárny jsou z energetického hlediska vhodné především pro výrobu energie v režimu základního zatížení (je snaha, aby vyráběly energii pokud možno nepřetržitě).



chladiwa mezi reaktorem a parogenerátory. V sousedství reaktoru je bazén použitého paliva, kam se na několik let ukládají kazety s použitým palivem, než budou převezeny do meziskladu použitého paliva. [5]

Hlavní části primárního okruhu:

- jaderný reaktor
- kompenzátor objemu
- parogenerátor
- hlavní cirkulační čerpadlo
- cirkulační potrubí

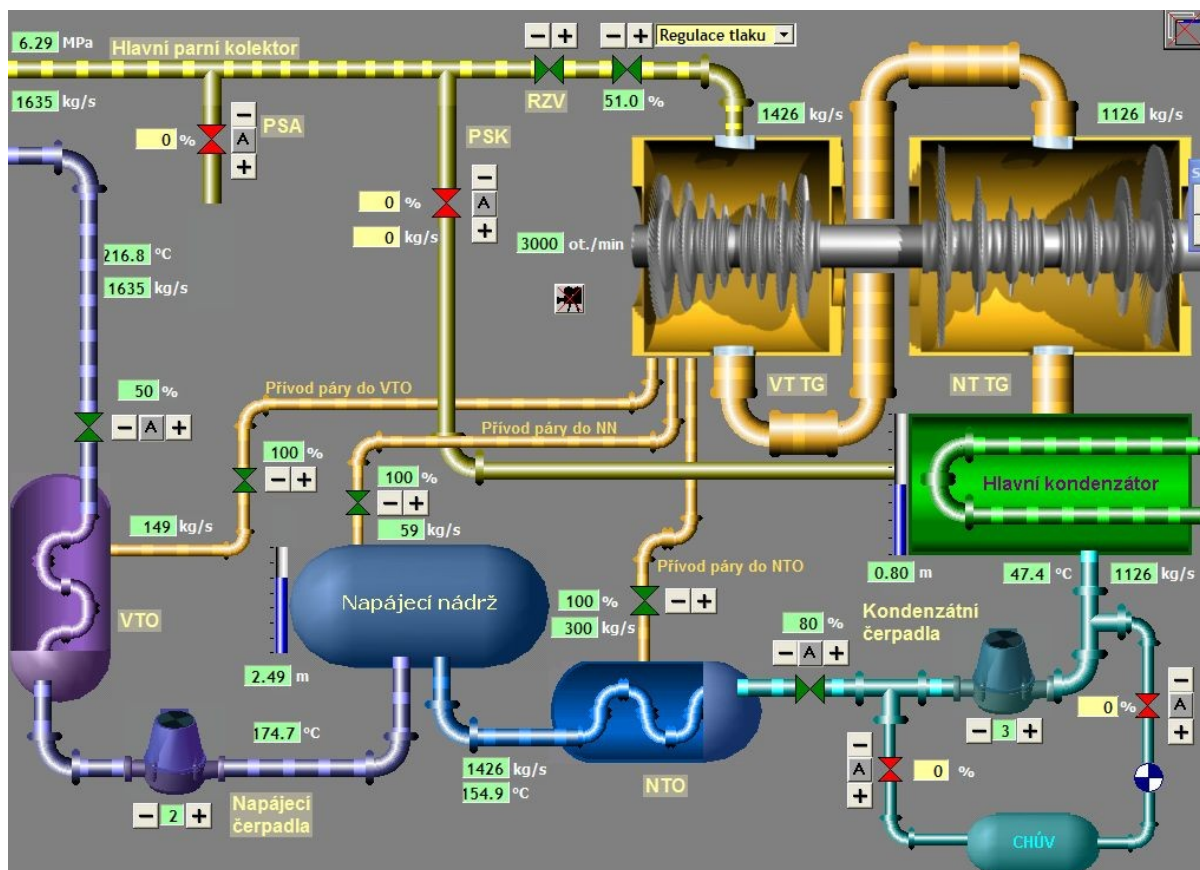
#### **2.4.2.) Sekundární okruh**

Sekundární okruh je nejaderná část elektrárny, mění se v něm entalpie páry na kinetickou energii turbíny, která se dále transformuje na elektrickou energii v generátoru. V sekundárním okruhu cirkuluje voda, která se mění v parogenerátorech na páru, ta se přivádí prvně do vysokotlakého dílu parní turbíny a přes separátory a ohříváky páry dále do nízkotlakého dílu. Parní turbína pohání generátor elektrického proudu, který se po transformaci na velmi vysoké napětí přivádí do rozvodné sítě. Z turbíny přichází pára do kondenzátoru, ve kterém po ochlazení kondenzuje, dál se pak ohřívá v nízkotlakých a vysokotlakých ohřívácích a přes cirkulační čerpadla se vrací zpět do parogenerátoru. [6,7]

Hlavní části sekundárního okruhu:

- turbína
- generátor elektrické energie
- kondenzátor
- napájecí nádrž
- kondenzátní a cirkulační čerpadla
- nízkotlaké a vysokotlaké ohříváky





Obr. 2-2 Schéma sekundárního okruhu JE Temelín [33]

### 2.4.3.) Terciální (chladicí) okruh

Terciální okruh je také nejaderná část elektrárny. Jeho úkolem je vytvoření co možná největšího podtlaku v kondenzátoru. Tím pádem dochází ke zvýšení účinnosti turbíny. Chladicí voda se nejprve ohřeje v kondenzátoru, kde odebere teplo páře. Dále je vedena do chladicí věže, ve kterých chladný vzduch vstupuje do dolní části věže, ochlazuje rozstříkovanou cirkulační vodu a spolu s vodní parou vystupuje v horní části. Teplo odváděné chladicími věžemi do okolí je zhruba ze dvou třetin množství tepla vyrobeného v jaderném reaktoru. Zkondenzovaná chladicí voda je po chemické úpravě dále vedena přes chladicí čerpadla do kondenzátoru. [6,7]

Hlavní části chladicího okruhu:

- chladicí věž
- chladicí čerpadla

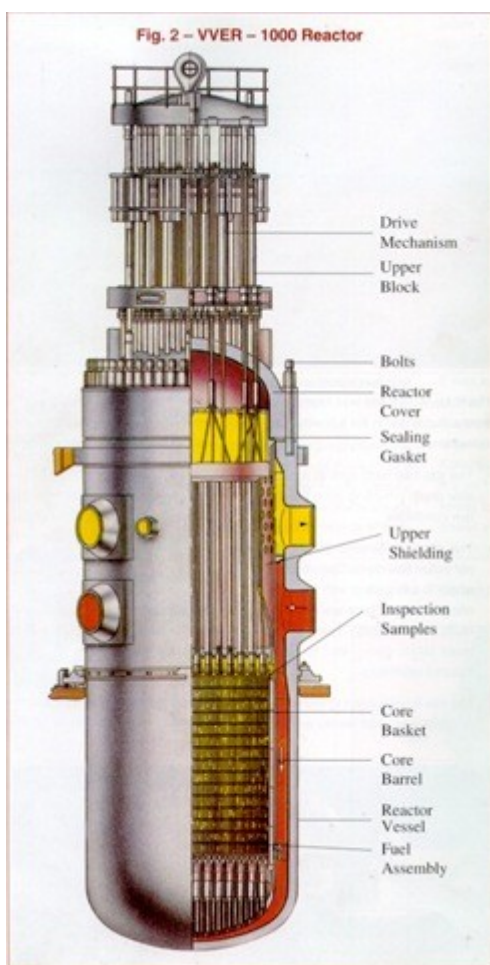
### 3.) Jaderný reaktor

Jaderný reaktor je zařízení, ve kterém probíhá řízená štěpná reakce. Při tomto procesu dochází k uvolnění jaderné energie a k její přeměně na energii tepelnou. Je uzavřen v přetlakové obálce – kontejnmentu. V aktivní zóně je uspořádáno jaderné palivo a systém pro řízení jaderné reakce. Reaktory mají odlišné konstrukce, oblasti využití i principy činností.

Hlavní komponenty jaderného reaktoru:

- palivo
- chladivo
- moderátor
- absorbátor

Jednotlivé části jaderného reaktoru si přiblížíme na ukázkovém reaktoru VVER 1000/320, který je v JE Temelín.



Obr. 3-1 Reaktor typu VVER 1000/320 [34]

- **Palivo**

Vsázka paliva do reaktoru typu VVER představuje dané množství  $\text{UO}_2$  ve tvaru válečků (pelet). Ty jsou uloženy v palivových proutcích sdružených do palivových souborů (kazet). Energetický obsah jedné pelety (v reaktoru jsou jich řádově desítky milionů) nahradí 1,6 t hnědého uhlí. Tato energie se z pelety získává v průběhu 4 let. Palivo se vkládá do aktivní zóny reaktoru. Palivové proutky jsou chráněny povlakem ze speciální slitiny, nejčastěji na bázi zirkonia. Tento povlak zaručuje předání tepla z paliva chladivu a zároveň nepropustí radioaktivní štěpné produkty.

- **Chladivo**

Štěpící se materiál vyžaduje neustálé ochlazování, aby nedošlo k roztavení povlaku jaderného proutku a úniku štěpných produktů. Tím je zajištěna bezpečnost reaktoru. Ochlazování zajišťuje chladivo, které odvádí teplo tam, kde ho lze využít. Jako chladivo se nejlépe osvědčuje obyčejná voda, dále se využívá těžká voda, oxid uhličitý, helium, v rychlých reaktorech také sodík, olovo a některé soli nebo slitiny.

- **Moderátor**

K nastartování reaktoru se používá vnější neutronový zdroj. Pravděpodobnost, že při svém letu neutron rozštěpí jádro izotopu uranu 235, je malá, spíše se při srážce s ním jen odrazí, aniž by předal část své velké energie. Je třeba ho zpomalit. Látkou, která neutrony zpomaluje, je tzv. moderátor. Moderátorem bývá u reaktoru, kde štěpení obstarávají pomalé neutrony, nejčastěji voda, ale také grafit nebo těžká voda ( $\text{D}_2\text{O}$ ). U reaktorů, které pracují na bázi rychlých neutronů, moderátor chybí.

- **Absorbátor**

Živelnému štěpení zabraňuje tzv. absorbátor, který zachycuje přebytečné neutrony. Absorbátor se do aktivní zóny vkládá také ve formě tyčí podobně jako palivo. Výkon reaktoru se reguluje výškou vytažení nebo zasunutí regulačních tyčí do aktivní zóny. Často se užívá bor nebo kadmium. Bor se používá jako vodný roztok nebo kyselina boritá.

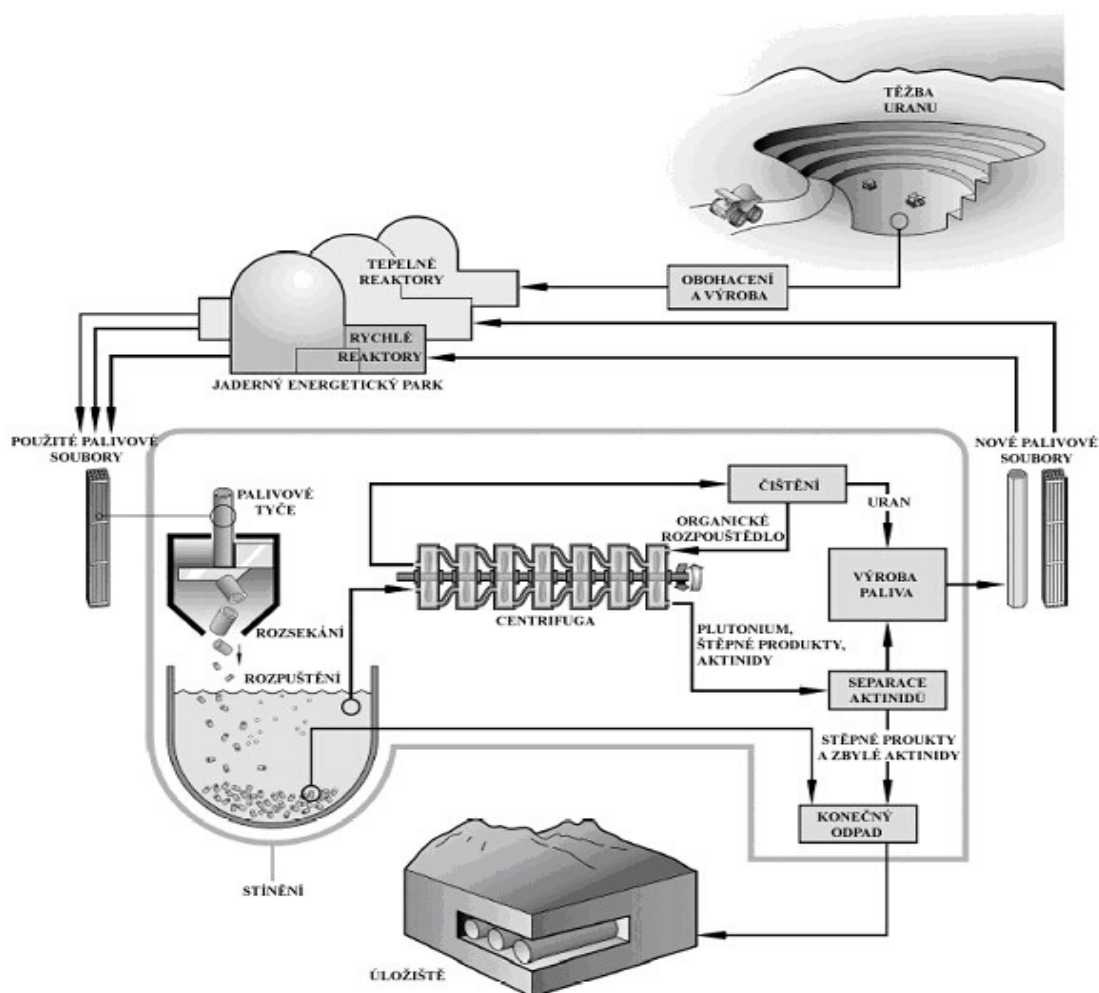
### 3.1.) Palivový cyklus

Na rozdíl od uhlí, které se po malé úpravě může hned použít k výrobě elektřiny, musí vytěžený uran projít řadou technologických procesů, než je ho možné použít jako palivo v jaderné elektrárně. Přesto jsou palivové náklady jaderné elektrárny nižší než náklady

elektrárny spalující fosilní paliva. Je to dáno především vysokým energetickým obsahem uranu. Teoreticky nahradí 1 kg uranu 3 miliony kg černého uhlí.

- **Těžba a úprava:** Vytěžená ruda je v uranové úpravě rozdrčena, jemně rozemleta a výsledný produkt ještě bývá vyluhován roztokem kyseliny sírové. Po vysrážení se z roztoku získá koncentrát žluté barvy ve formě oxidu uranu (žlutý koláč). Uranový koncentrát se odesílá do konverzního závodu na vyčištění a konverzi na plynný hexafluorid uranu ( $\text{UF}_6$ ). Ten pak slouží jako vsázka do obohacovacího závodu, kde se zvýší obsah štěpitelného izotopu na přibližně 2 až 5%. Přírodní uran totiž obsahuje jen 0,7% štěpitelného izotopu. Zbytek, tj. více než 99%, tvoří neštěpitelný izotop, který nedovedou dnešní lehkovodní reaktory využít.
- **Obohacení:** V obohacovacích závodech se z původní vsázky uranu obohatí asi jedna šestina, zbytek tvoří takzvaný ochuzený uran obsahující zejména neštěpitelný uran. Obohacovací závody stačí zásobovat velký počet jaderných elektráren, proto je jich ve světě v provozu jen několik.
- **Výroba paliva:** Obohacený plynný hexafluorid se ve speciálních kontejnerech dopravuje do závodů na výrobu palivových článků. Zde se přemění nejčastěji na pevný oxid uraničitý, z něhož se vyrábí malé tablety o průmětu přibližně 1,5 cm a délce několika centimetrů. Tablety se ukládají do několik metrů dlouhých trubek vyrobených ze speciálních slitin. Takto vzniklé palivové „produkty“ se po desítkách montují do palivových kazet.
- **Využití v reaktoru:** Aktivní zóna reaktoru, ve kterém probíhá řízená štěpná reakce, obsahuje obvykle několik set takových palivových kazet. Tam uranové palivo vyvíjí obrovské množství tepla, které se využívá k výrobě elektřiny stejným způsobem jako v elektrárnách na fosilní paliva.
- **Přepracování:** Asi jedna třetina palivových kazet se musí každoročně vyměnit za čerstvé. Každoročně se tak z reaktoru odstraňuje asi 28 tun vyhořelého paliva. Osud vyhořelého paliva se po jeho částečném vychladnutí v bazénech může ubírat dvěma cestami. Může být převezeno do meziskladu vyhořelého paliva a tam čekat na definitivní uložení v konečném úložišti, nebo může být recyklováno na palivo nové. Recyklace je založená na skutečnosti, že i z vyhořelého paliva lze získat využitelný uran 235 a plutonium. Přepracováním sice dojde k vyššímu využití původní suroviny, ale tento náročný a nákladný proces je v důsledku nízkých cen uranu a čerstvého paliva prozatím ekonomicky nevýhodný.

- **Meziskladování:** V bazénech u reaktorů klesne radioaktivita vyhořelého paliva v závislosti na délce skladování zhruba na 50 % hodnoty, jakou má bezprostředně po vyjmutí z reaktoru. V meziskladech se radioaktivita vyhořelého paliva dále snižuje a klesá i množství uvolňovaného tepla. Po 40 až 50letém skladování je radioaktivita a produkce tepla na úrovni umožňující definitivní uložení vyhořelého paliva v konečném úložišti. Meziskladování poskytuje i dostatek času k vývoji nových metod likvidace jaderných odpadů.
- **Konečné uložení:** Dnes jsou dobře známa stabilní ložiska soli, žuly či jílu, která mohou zajistit bezpečné uložení vyhořelého jaderného paliva na statisíce let. Důkazem pro takové tvrzení je i stabilní uložení ropy, zemního plynu či radionuklidů z tzv. přírodních reaktorů po dobu mnoha milionů let. [11,12]



Obr. 3-2 Ukázka palivového cyklu [35]

### 3.2.) Klasifikace jaderných reaktorů

Jaderné reaktory se dají klasifikovat podle mnoha metod. Jejich stručný je uveden níže.

- **Klasifikace dle typu jaderné reakce**

- Jaderná reakce
  - Tepelné reaktory - užívají pro reakci zpomalené (moderované) neutrony. Téměř všechny využívané reaktory jsou tohoto typu.
  - Rychlé množivé reaktory - pracují s tzv. rychlými neutrony. Nemají moderátor, pouze chladivo, často kapalný sodík, olovo. Palivem těchto reaktorů je U-238, které je obohaceno na 17-26%.
- Jaderná fúze - tento způsob získávání energie je zatím v experimentální fázi. Palivem tohoto procesu bývá většinou vodík.

- **Klasifikace dle moderátoru - u tepelných reaktorů**

- Grafitem moderované reaktory - vesměs starší typy RBMK, MAGNOX.
- Vodou moderované reaktory
  - Těžkovodní reaktory - běžně se užívá přírodní uran jako palivo. Moderátorem a chladivem je deuterium D<sub>2</sub>O. Např. typ PHWR.
  - Lehkovodní reaktory - chladivem i moderátorem je chemicky upravená voda. Většina dnes užívaných reaktorů (PWR,BWR,...).
- Reaktory moderované lehkými prvky - užívá se lithium nebo beryllium. Technologie IV. generace reaktorů, typy MSR,LMFR.

- **Klasifikace dle chladiva**

- Reaktory chlazené vodou
  - Tlakovodní reaktor (PWR) - nejužívanější reaktor. Charakterizuje ho kompenzátor objemu a speciální tlaková nádoba.
  - Varný reaktor (BWR) - u těchto reaktorů voda vře okolo palivových tyčí v dolní části tlakové nádoby.
- Reaktory chlazené tekutým kovem - reaktory generace IV
  - Sodíkem chlazený reaktor (SFR)
  - Olovem chlazený reaktor (LFR)
- Reaktory chlazené plynem - technologie generace IV, typy GCR, AGR.
- Reaktory chlazené tekutými solemi - typ MSR.

- **Klasifikace dle generace** - této klasifikaci se věnuji podrobněji níže.
  - Generace I
  - Generace II
  - Generace III
  - Generace IV
- **Klasifikace dle fáze paliva**
  - Pevné palivo
  - Kapalné palivo - typy AHR, MSR.
  - Plynné palivo - pouze teoreticky
- **Klasifikace dle způsobu užití**
  - Výroba elektrické energie
  - Pohon - ponorky, větší lodě
  - Pro výrobu transmutačních prvků - Výroba plutonia pro zbrojní průmysl.
  - Výzkumné reaktory
- **Klasifikace dle konstrukce přetlakové obálky**
  - Reaktor s tlakovou nádobou - užívá se tam, kde je objem paliva přibližně stejně velký jako objem moderátoru.
  - Reaktory s nádobou ze železobetonu - používají v elektrárnách, kde se ke zpomalování neutronů využívá grafit. Velmi odolné proti tlaku.
  - Reaktor s tlakovými trubkami - užíváno případech, kde objem moderátoru je mnohem větší než objem paliva. Palivo je umístěno v trubkách obklopených bloky moderátoru, celý systém je uzavřen v betonové budově.

### 3.3.) Přehled jaderných reaktorů ve světě

K 30. březnu 2012 bylo podle statistik ENS (European nuclear society - Evropská jaderná společnost) ve 31 státech v provozu 436 jaderných elektráren s celkovou instalovaným výkonem zhruba 370 GWe. Dalších 63 elektráren s instalovaným výkonem 60 GWe se staví v 15 zemích. V příloze je uvedena podrobná tabulka a mapy jaderných reaktorů ve světě.

Využití jádra hraje významnou roli i v EU – z jaderných elektráren zde pochází přibližně jedna třetina vyrobené elektřiny. EU-27 je největší „jaderná velmoc“ v mírovém využívání jaderné energie. Produkuje o 8 % elektřiny z jaderných elektráren více než Severní Amerika, skoro trojnásobek produkce Japonska a sedminásobek produkce Ruské federace.

Nejvíce jaderných zdrojů je provozováno v USA (104), ve Francii (58), Japonsku (51), Rusku (32), Jižní Koreji (21), Indii (20), Velké Británii (19) a Kanadě (18). V zemích EU se

většinou používají tlakovodní reaktory PWR (65 %), co do četnosti jsou na druhém místě varné reaktory BWR (22 %). Využívány jsou také reaktory těžkovodní, grafitové, plynem chlazené, rychlé a další typy. [26]

## 4.) Generace jaderných reaktorů

**Generace I** - Prototypy reaktorů, stavěly se hlavně v 50. a 60. letech 20. století, velmi často stavěny kusově. V podstatě se ověřovalo, zda je možné použít jaderné reaktory pro výrobu elektrické energie. Výjimkou byly reaktory typu Magnox, stavěné ve Velké Británii. První elektrárna s reaktorem tohoto typu (Calder Hall) byla spuštěna r. 1956, fungovala až do r. 2003.

**Generace II** - Většina současně fungujících reaktorů, stavěly se v 70. a 80. letech, navázaly na úspěšnou první generaci. Elektrárny s těmito reaktory byly stavěny v sériích, i když každá jednotlivě projektována a konstruována. Nejvíce zastoupeným typem reaktorů jsou lehkovodní tlakové a varné reaktory (PWR, BWR), dodnes tvoří více než polovinu pracujících reaktorů. Patří mezi ně i typy VVER-400, VVER-1000, které jsou využívány v jaderné elektrárně Dukovany a Temelín. Mezi další typy patří CANDU, RBMK, AGR.

**Generace III a III+** - Pokročilé reaktory, vznikají od 90. let 20. století. Jedná se o spolehlivě fungující, ekonomické a bezpečné zdroje elektrické energie. Velký důraz byl kladen na pasivní bezpečnostní prvky. Mezi reaktory této generace patří PWR, BWR, ESBWR, ACR a další. Generace III je úzce spojena s generací III+ a není mezi nimi jasně vymezená hranice. Snad jediný rozdíl je v tom, že generace III+ má vylepšené prvky pasivní bezpečnosti tak, že se v případě nestandardní situace reaktor dostane do bezpečného stavu automaticky bez pomoci aktivních částí.

**Generace IV** - Tato generace je souborem návrhů jaderných reaktorů, který je momentálně ve výzkumu. U těchto návrhů se obecně očekává, že budou komerčně využívány až po r. 2030. Výzkum těchto reaktorů byl oficiálně zahájen na Mezinárodním fóru pro generaci IV v roce 2000.

### 4.1.) Typy jaderných reaktorů generace III

Jak jsem již uvedl výše, generace III jaderných reaktorů se začala stavět kolem r. 1990, je spolehlivější, bezpečnější a ekonomicky výhodnější. Tento typ reaktorů má prodlouženou životnost (standardně 60 let), silně redukovanou možnost nehod, minimální vliv na životní prostředí. Dále také vysoký stupeň vyhoření paliva, což snižuje jeho spotřebu a prodlužuje



intervalu mezi výměnou. Jsou to standardizované typy, což zjednodušuje schvalovací proces při výstavbě elektrárny a snižuje čas i cenu stavby.

Základním kritériem, podle něhož se rozdělují reaktory na dvě podstatně odlišné skupiny, je energie neutronů v aktivní zóně. Proto rozlišujeme dva základní typy reaktorů a to reaktory s tepelnými neutrony a reaktory rychlé. Naprostá většina energetických jaderných reaktorů světa pracuje se spektrem tepelných neutronů. Říkáme jim proto tepelné reaktory. Každý takový jaderný reaktor musí obsahovat moderátor. Reaktory rychlé pracují s rychlými neutrony. Takové jaderné reaktory moderátor nemají. [12]

Typ reaktoru	Moderátor	Chlazení	Označení
Tepelný	Lehká voda	H <sub>2</sub> O	Tlakovodní (PWR)
			Varé (BWR)
	Grafit	CO <sub>2</sub>	Plynem chlazené (GCR) a zdokonalené (AGR)
		He	Vysokoteplotní (HTGR)
		H <sub>2</sub> O	Vodou chlazený (LWGR)
	Těžká voda	D <sub>2</sub> O	Těžkovodní CANDU (PHWR)
		H <sub>2</sub> O	Těžkovodní, chlazený obyčejnou vodou (HWLWR)
		CO <sub>2</sub>	Těžkovodní, chlazený plynem (HWGCR)
Rychlý	Bez moderátoru	Na	Rychlý množinový (FBR)

Tab. 4-1 Dělení jaderných reaktorů [40]

#### 4.1.1.) Lehkovodní jaderné reaktory

Výrazné fyzikální vlastnosti vody (na jedné straně velmi dobrý moderátor, na druhé silný absorbátor) předurčují celou koncepci lehkovodních reaktorů. Její základní charakteristikou je těsná mříž paliva v moderátoru. Z toho vyplývá, že moderátor musí být zároveň chladičem a že není možná neustálá výměna paliva. Hustá mříž paliva vede k tomu, že palivové články jsou hranaté, v aktivní zóně uloženy jeden vedle druhého a zaplňují celý průřez aktivní zóny. Proto se palivové články nazývají kazety. Délka palivové kazety bývá 3 až 4 m. Povlakové trubky palivových elementů jsou vždy ze zirkonia. Tablety UO<sub>2</sub> jsou z obohaceného uranu. Stupeň obohacení bývá až do 3,5-4%.

Vzhledem k vysokému zaplnění aktivní zóny palivem mají lehkovodní reaktory vysoké objemově-výkonové zatížení. To činí lehkovodní reaktory při stejném výkonu mnohem kompaktnější, než např. HTGR. Z tohoto důvodu se také jako jediný typ reaktoru užívá pro pohon lodí a ponorek. Hlavní nevýhodou lehkovodních reaktorů je nutnost obohacení paliva, nízké výstupní teploty z reaktoru (omezeno teplotou varu chladiva při daném tlaku) a tím pádem i nižší účinnost těchto reaktorů 30-33% a nutné odstávku pro výměnu paliva.

- **Tlakovodní reaktory (PWR)**

(Pressurized Water Reactor)

Tlakovodní reaktor PWR je dnes ve světě nejrozšířenějším typem jaderného reaktoru. Pracuje jich asi 265, což je 57 % ze všech světových energetických reaktorů. Původně byl vyvinut v USA, později koncepci převzalo Rusko a další státy.

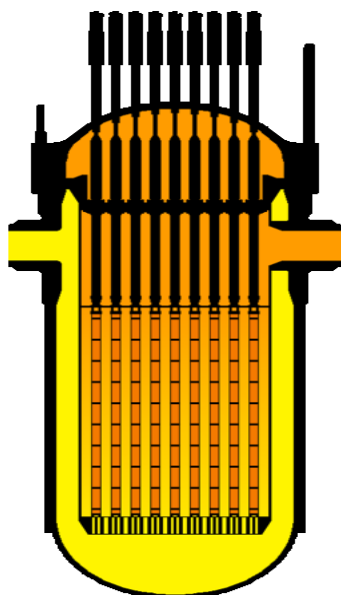
Voda se v reaktoru ohřívá pod mez sytosti. Aktivní zóna je umístěna v ocelové tlakové nádobě. Voda proudí mezikružím mezi aktivní zónou a tlakovou nádobou směrem dolů, kde se otáčí a proudí kolem palivových kazet směrem vzhůru. Z tlakové nádoby se voda odvádí do parogenerátoru, kde předá svoje teplo dále do sekundárního okruhu, přičemž se ochladí na cca 290°C a přes hlavní cirkulační čerpadlo proudí zpět do reaktoru. Další neméně významnou součástí tohoto typu reaktoru je kompenzátor objemu. Ten slouží pro dosažení potřebného tlaku vody v primárním okruhu a pro uskutečnění objemových změn při změně její teploty. Na jeden reaktor jsou většinou smyčky dvě až čtyři.

- European Pressurized Water Reactor (EPR)

Evropský tlakovodní reaktor je reaktor generace III+ vycházející z koncepce PWR. Je vyvíjen francouzskou společností Areva, Electricité de France (EDF) a německou společností Siemens, která však k 18.9.2011 upustila od projektu v jaderné energetice. Má výkon 1600 MWe. Jedná se o čtyřsmyčkovou koncepci odvozenou z německého typu Konvoi z prvky francouzského reaktoru N4. Aktivní zóna může být zcela naplněna palivem MOX. Reaktory EPR jsou právě budovány ve Finsku, Francii a Číně.

Samostatné bezpečnostní subsystemy zajišťují veškeré bezpečnostní funkce elektrárny bez vnějších zásahů. Mezi ně patří: čtyři dieselgenerátory, dva systémy chlazení bázen vyhořelého paliva. Objekt reaktoru EPR obsahuje tyto subsystemy:

- vstřikování vody do reaktorové nádoby
- nouzová napájení parogenerátoru vodou
- dodávka elektrické energie a systémy kontroly a řízení.



Obr. 4-1 Reaktor EPR [36]

○ Advanced Passive 1000 (AP1000)

Jedná se o dvousmyčkový lehkovodní reaktor generace III+. AP1000 je založen na 50 letech zkušeností s provozováním jaderných reaktorů firmy Westinghouse, jeho elektrický výkon činí 1154 MWe. Tento koncept využívá síly přírody a svoji jednoduchost ke snížení ceny a zvýšení bezpečnosti, což byly také hlavní požadavky kladené na tento reaktor. Momentálně je stavěn v Číně, další se budou stavět v USA. Největším plusem tohoto konceptu je modulová konstrukce, která zrychlí a zlevní stavbu celé elektrárny.

Mimo řady aktivních bezpečnostních systémů obsahuje AP1000 také velké množství pasivních systémů, které mají náskok před konkurencí ve své jednoduchosti.

Pasivní bezpečnostní systémy:

- kontejnment chlazen přirozeným prouděním vzduchu a gravitačním prouděním vody v nádrži nad ním
- pasivní výměník tepla (funguje díky rozdílu hustoty teplé a studené větve)
- aktivní zóna je zaplavena vodou a zůstává uvnitř kontejnmentu
- v případě výpadku dodávky elektrické energie se reaktor sám uvede do stavu safe shutdown.

○ Modernized International Reactor 1200 (MIR 1200 - AES-2006)

Desing tohoto reaktoru generace III+ vychází dlouholetého provozování reaktorů V-440 a V-1000, které jsou momentálně v provozu i českých jaderných elektrárnách Temelín a Dukovany. MIR-1200 je společným projektem konsorcia ŠKODA JS a.s., ZAO

Atomstroyexport a OAO OKB Hidropress. Tento reaktor má výkon 1200 MWe a prodlouženou životnost z 30 na 50 let. Unikem koncepce je umístění bazénu vyhořelého paliva přímo v kontejnmentu. V současné době probíhá výstavba těchto bloků v Novovoroněžské a Leningradské elektrárně a nedávno byla ukončena výstavba menších výkonových verzí v Číně - Tianwan, Indii - Kudankulam a Íránu - Bushehr. Obsahuje také vylepšené systémy pasivní bezpečnosti, mezi které patří:

- systém odstraňování vodíku s pasivními rekombinátory
- ochrana primárního okruhu před přetlakem
- SPOT (pasivní systémy odvodu tepla)
- nezávislé napájení systémů pro likvidaci nadprojektové havárie (lapač coria<sup>1</sup> - Lovuška)

#### ○ Atmeal

Reaktor Atmeal je vyvíjen ve společném podniku Arevy a Mitsubishi Heavy Industries. Jedná se o třismyčkovou konstrukci s prodlouženým palivovým cyklem, životností 60 let a výkonem 1150 MWe. Jako palivo se uvažuje pouze MOX<sup>2</sup>. Atmeal obsahuje solidní prvky aktivní i pasivní bezpečnosti, které tento reaktor řasí do generace III+. [17]

#### ○ Advanced Pressurized Reactor 1400 (APR1400)

Jihokorejský tlakovodní reaktor, který byl vyvinut z amerického systému 80+ má výkon 1350-1400 MWe a dvousmyčkový primární okruh. Plánovaná životnost je 60 let, palivem je UO<sub>2</sub> z obohaceného U235. APR1400 má bezpečnostní prvky, které u konvenčních reaktorů nenajdeme, například protiraketový štít. Z této koncepce také vychází evropská verze EU-APR a reaktor APR+ generace III+ o výkonu 1550 MWe.[17]

### ● **Varné reaktory (BWR)**

(Boiling Water Reactor)

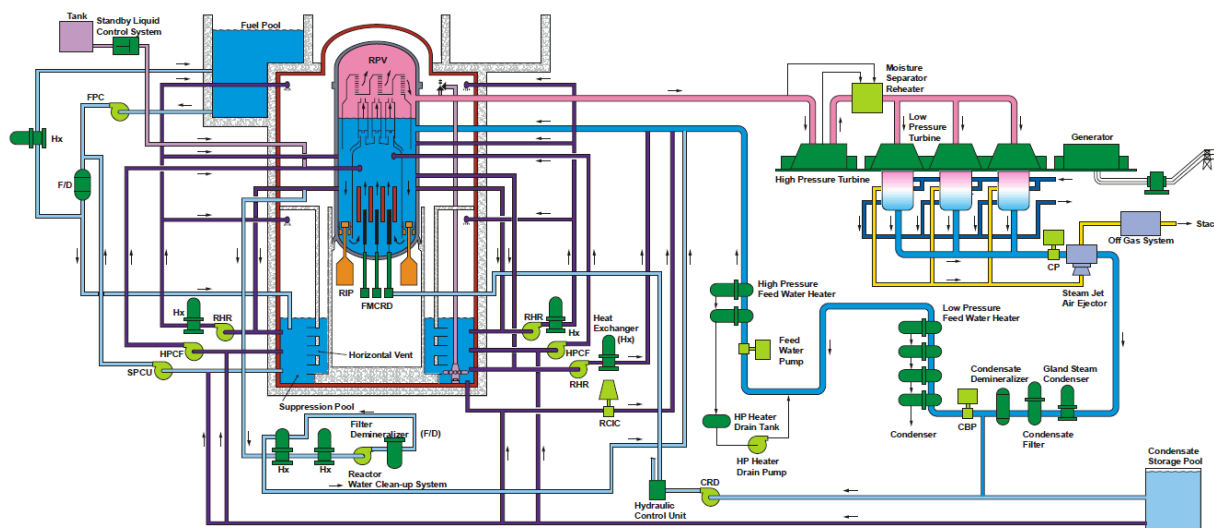
Varný reaktor je druhý nejrozšířenější typ jaderného reaktoru. Těchto reaktorů pracuje na světě asi 94, což je asi 21 % celkového počtu.[13] Na rozdíl od tlakovodních reaktorů se voda odpařuje již v aktivní zóně a pára z reaktoru se vede přímo na turbínu. Jedná se o jednookruhové uspořádání bez parogenerátoru. Tlak v okruhu je cca 7 Mpa a výstupní teplota

---

<sup>1</sup> Corium je láva, která vzniká roztavením aktivní zóny při havárii jaderného reaktoru. V coriu je obsaženo jaderné palivo, štěpné produkty, řídící tyče, konstrukční materiály z poškozených částí reaktoru a v případě porušení nádoby reaktoru je v coriu i roztavený beton.

<sup>2</sup> Mixed oxide, vzniká přepracování použitého paliva nebo z likvidovaných jaderných bomb. Skládá se ze směsi UO<sub>2</sub> a PuO<sub>2</sub>. [16]

vody z reaktoru je zhruba 290°C. Mříž paliva je jednodušší než u tlakovodních reaktorů. Směs páry a vody se hůře moderuje a také pohlcuje méně neutronů než samotná voda. Z této směsi se musí nejprve odloučit voda. Cyklónový separátor vody a páry a žaluziový sušič páry jsou umístěny v horní části tlakové nádoby nad aktivní zónou a zajišťují, že vlhkost páry vstupující na turbínu je menší než 0,1%. Napájecí voda se přivádí do horní části tlakové nádoby hrdly, mísí se separovanou vodou, asi třetina vstupuje do sání vnějších recirkulačních čerpadel a pomocí ejektorů je voda vháněna do spodní části aktivní zóny. U moderních bloků je zabezpečena axiálními čerpadly, integrovanými přímo v tlakové nádobě. Tím se vylučuje recirkulace uvnitř reaktoru a snižuje se riziko úniku chladiva z reaktoru. Palivo je obohaceno na 2,1-2,6 %. Nevýhodou tohoto reaktoru je, že pára vstupující na turbínu je radioaktivní.



Obr. 4-2 Schéma okruhu BWR [37]

#### ○ Advanced Boiling Water Reactors (ABWR)

ABWR je odvozen od designu BWR společnosti General Electric, reaktory se již provozují v Japonsku a Taiwanu, výstavba je plánována v USA. Tyto reaktory vyrábí společnosti GE, Hitachi a Toshiba. Oproti svému předchůdci má tento reaktor menší zastavěnou plochu, kratší čas výstavby, zlepšenou bezpečnost a také modulární konstrukci. [18]

#### ○ Economic and Simplified Boiling Water Reactors (ESBWR)

Tento reaktor generace III+ je dílem firem GE a Hitachi, které užívá pasivní bezpečnostní systémy a přírodní principy cirkulace je bezpečnější, má o 25% méně pump, ventilů a motorů

než jeho předchůdce, SBWR. Má výkon zhruba 1600 MWe a životnost 60 let. V případě nehody reaktor zůstane po dobu 72 hodin bez vnějších zásahů. [19]

- Kerena

Areva vyvinula tento 1250 MWe reaktor generace III+ z plánů Siemensu. Umožňuje změnu výkonu od 40 do 100 % při rychlosti 5 % /min. Obsahuje také mnoho systémů pasivní bezpečnosti, konstrukce samotného reaktoru jednodušší než u jeho předlohy (elektrárna Gundremmingen - SRN). Účinnost je 37%. Primárním cílem při návrhu bylo vyloučit poškození aktivní zóny při jakémkoliv tlaku za použití aktivních i pasivních systémů, které zahrnují například externí chlazení nádoby reaktoru.

#### **4.1.2.) Těžkovodní jaderné reaktory**

Těžká voda ( $D_2O$ ) využívaná jako moderátor v jaderných reaktorech pohltí méně neutronů při stejně silném moderačním účinku než obyčejná voda. Proto se nemusí, na rozdíl od lehkovodních reaktorů, uran obohacovat. Jako palivo se tedy užívá přírodní uran.

Existuje mnoho principů těžkovodních reaktorů, ale pouze jeden z nich se užívá pro komerční výstavbu a to těžkovodní reaktor chlazený těžkou vodou **PHWR** (pressurised heavy water reactor), konkrétně jeho kanadská verze CANDU.

- **Těžkovodní reaktor CANDU**

(CANadian Deuterium Uranium)

Moderátorem i chladičem je těžká voda. Ty však musí být odděleny, aby mohl být moderátor udržován při nižší teplotě, protože jinak by ztratil své moderační schopnosti. Proto se reaktor konstruuje s tlakovými kanály, které jsou umístěny horizontálně. Toto je unikum tohoto typu reaktoru. Moderátor je uzavřen v ležaté válcové nádobě z oceli zvané calandria, s horizontálními kanály, ve kterých jsou uzavřeny kanály ze slitiny zirkonu. Prostor mezi oběma kanály je vyplněn dusíkem, který funguje jako tepelná izolace mezi moderátorem a chladičem. V tlakové trubce jsou uloženy krátké články s palivem, které jsou spojeny do palivových elementů. Povlakové trubky jsou ze slitiny zirkonu, uvnitř trubek je palivo ve formě keramických tablet s přírodního uranu. Tato koncepce reaktoru umožňuje vyměňovat palivo za provozu, ale také jejich posouvání aktivní zónou, díky tomu mají všechny bločky na výstupu stejný stupeň vyhoření. Takto se vyrovnává s nerovnoměrným vyhořením paliva v aktivní zóně. Chladicí těžká voda proudí v kanálcích, přičemž se ohřeje při tlaku zhruba

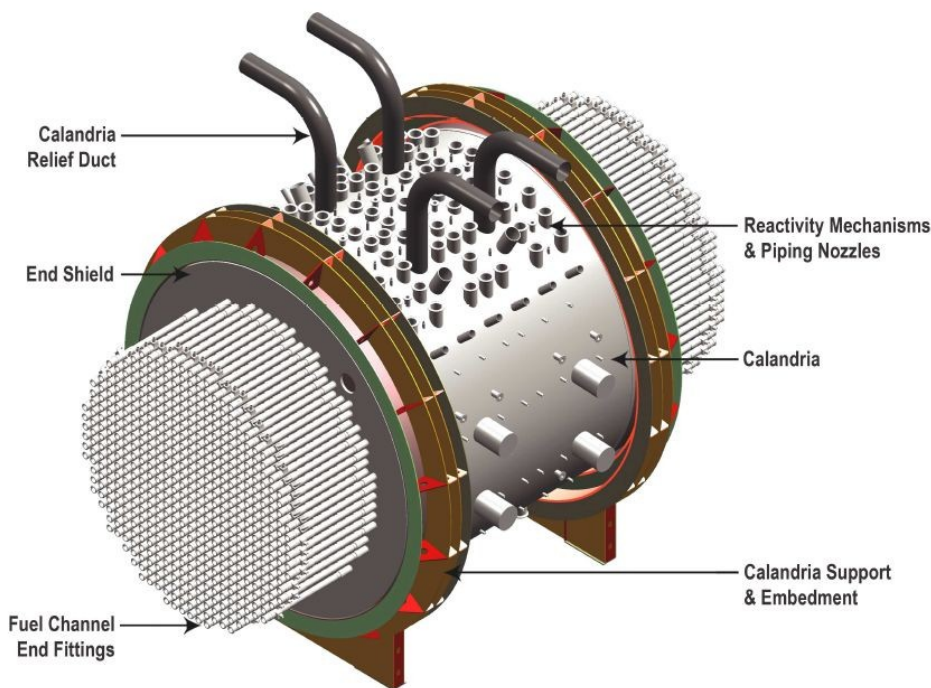
10MPa z 250°C na 300°C. Nevýhodou tohoto reaktoru je cena těžké vody, která je velmi drahá (95% D<sub>2</sub>O - 300\$/kg) a také častější výměna paliva.

- Enhanced CANDU-6 (EC6)

Některé inovace spolu ze zkušenostmi z nedávné stavby bloků v Jižní Koreji a Číně pak byly zakomponovány do reaktoru Enhanced CANDU-6 spolu se zvýšením výkonu na 750 MWe a 60 letou životností. AECL (Atomic Energy of Canada Limited) jej uznala jako design generace III. [20]

- Advanced CANDU Reactor (ACR)

ACR generace III je inovativní koncept. Při zachování těžké vody při nízkém tlaku jako moderátoru převzal od tlakovodních reaktorů chlazení lehkou vodou. Díky tomu může být reaktor udržován při vyšší teplotě a proto má větší účinnost než EC-6. Oproti EC-6 je také o 40% levnější, má větší výkon (1080-1200 MWe) a palivem může být MOX. Tento design právě prochází certifikačním řízením v Kanadě, Číně, USA a Velké Británii. První blok by mohl být uveden do provozu v roce 2017 v Kanadě v Ontariu.



Obr. 4-3 Reaktor ACR-1000 [38]

#### **4.3.) Typy jaderných reaktorů generace IV**

Na rozhraní 20. a 30. let tohoto století by měla nastoupit zcela nová generace jaderných reaktorů. Při jejich návrhu se bude vycházet ze zkušeností získaných z projektování a provozu

především generací, ale půjde o zcela nové typy reaktorů, které se v dnešní jaderné energetice nevyskytují, např. páteří této generace by měli být rychlé množivé reaktory, které se dnes téměř nevyužívají. Právě tato generace by měla přinést co nejdokonalejší využití potenciálu uschovaném v jaderném palivu, tedy i v thoriu 232, případně uranu 238 a také spálení všech vznikajících transuranů a tím i menšího množství vzniklého radioaktivního odpadu, který by ideálně obsahoval jen štěpné produkty.

V roce 2002 byl iniciován vznik mezinárodního fóra pro generaci IV. V této organizaci, která reprezentuje vlády států významně se angažující v jaderné energetice, se spojily: USA, Argentina, Brazílie, Kanada, Francie, Japonsko, Jižní Korea, Jižní Afrika, Švýcarsko, Velká Británie a kolektivním členem je zároveň i celá EU. Od roku 2006 jsou členy organizace i Rusko a Čína. Roku 2002 představilo toto fórum šest základních návrhů reaktorů, které podle něj splňují požadavky pro budoucí generace reaktorů. Tyto návrhy se budou v mezinárodní spolupráci dále vyvíjet.[15]

Požadavky kladené na tuto generaci reaktorů jsou:

- Bezpečnost a znemožnění šíření jaderných zbraní
- Využití celého potenciálu štěpitelného materiálu
- Prodloužení životnosti reaktorů
- Produkce vodíku
- Uzavřený palivový cyklus
- Ekonomika výstavby a provozu
- Snížení provozních nákladů a zvýšená efektivita

- **Reaktory s velmi vysokou teplotou (VTHR)**

Tyto reaktory pracují s moderovanými neutrony. Pro moderaci plánováno využití uhlíku, pro chlazení helium. Reaktor by pracoval při vysoké teplotě, zhruba 1000°C. Ta by umožnila jeho využití k produkci vodíku i pomocí termochemických metod. Nepočítá se s využitím přepracovaného jaderného paliva. Při jeho konstrukci lze vycházet ze zkušeností získaných při konstrukci a provozování britských reaktorů chlazených plynem s grafitovým moderátorem Magnox a AGR. Ty však pracovaly při daleko nižší teplotě a s jiným chladivem. Hlavně se tak bude navazovat na zkušenosti s provozem experimentálních vysokoteplotních reaktorů chlazených plynem a testů jejich použití pro produkci tepla a elektrické energie. Do jisté míry jde tedy o projekt, který evolučně rozvíjí stávající řešení. Požadavek, aby systém pracoval při teplotách okolo zmíněných 1000°C, znamená radikální



skok v nárocích na kvalitu použitých materiálů. Sedm členských zemí fóra pro generaci IV podepsalo v listopadu 2006 dohodu o střednědobém plánu vývoje potřebných technologií. Základní koncepce konkrétního projektu reaktoru by měla být stanovena do roku 2010 a optimalizace systému a jeho vlastností by měla být dokončena v roce 2015. Jedná se o jediný typ reaktorů generace IV, který by mohl být k dispozici před rokem 2030.

- **Reaktory využívající vodu v superkritické fázi (SCWR)**

Jedná se o klasické reaktory s moderovanými neutrony. U těchto reaktorů se jako moderátor i chladivo užívá voda v superkritické fázi. V principu se jedná o lehkovodní reaktor, který je chlazený a moderovaný vodou za vysokého tlaku a teploty. Teplota a tlak překračují hodnoty pro superkritický bod ve fázovém diagramu (u vody to je 374,15°C a 22,12 MPa). Konkrétně se uvažuje o teplotě 550°C a tlaku 25 MPa. V tomto případě by byla tekutina ve stavu jedné fáze a měla částečně vlastnosti kapaliny i plynu. Výhodou užití vysoké teploty chladiva je vyšší efektivita převodu tepelné energie, využití vody v superkritickém stavu zvýší účinnost elektrárny na 45%. Další výhodou tohoto typu reaktorů je, že je založen na známých a odzkoušených technologiích. Lehkovodní reaktory patří v současnosti k nepoužívanějším typům reaktorů a spolehlivě fungují už řadu desetiletí. Palivem by byl osvědčený oxid uranu. Pasivní bezpečnostní prvky by byly podobné těm z varných lehkovodních reaktorů. Využití vody v superkritické fázi je běžné u spalovacích elektráren. Cílem tohoto reaktoru je efektivní výroba levné jaderné energie. Objevují se také úvahy o variantě, ve které by se potlačila moderace neutronů. Reaktor by pak pracoval jako rychlý, v takovém případě se vývoj takové koncepce dostává do neznámých končin a bude mnohem náročnější.

- **Reaktory založené na roztavených solích (MSR)**

Tyto reaktory mohou v principu pracovat jako rychlé tak i klasické. Palivem i chladivem by byly roztavené soli. Představují ve skutečnosti mnoho různých možných řešení, které se odlišují použitým palivem, chladivem i spektrem používaných neutronů. U některých modelů by roztavené soli mohly sloužit pouze jako chladivo. Stejně jako u tekutého sodíku by nebylo potřeba mít vysoký tlak i pro velké teploty chladiva. Reaktor by mohl pracovat s teplotami potřebnými pro produkci vodíku. Palivo by bylo v rozprostřeno v grafitové matici v keramické formě, která by zároveň sloužila jako moderátor. V jiných variantách by bylo palivo obsaženo v solích ve formě fluoridu uraničitého nebo fluoridu thoričitého. Uvažují se i varianty v podobě rychlého reaktoru a i zaměření na spalování thoria. V jakém režimu bude daný reaktor pracovat, závisí na jeho konkrétní konstrukci. Velkým problémem je, že, ač

možnosti reaktorů s roztavenými solemi se uvažují již dlouho, existují, kromě experimentálních testů v šedesátých letech minulého století, pouze na papíře. Jedná se pravděpodobně o nejnáročnější typy reaktorů generace IV. Ačkoli slibují řadu výhod, cesta k funkčnímu modelu bude ještě velmi náročná a dlouhá. Velké zkušenosti s chemií roztavených solí jsou právě v Česku. V Ústavu jaderného výzkumu a.s. v Řeži je chemická skupina, která se do mezinárodního výzkumu na těchto typech reaktorů intenzivně zapojuje.

- **Rychlé reaktory chlazené plynem (GFR)**

Tento typ reaktoru zatím v provozu není. Lze využít zkušenosti získané při provozu s klasickými plynem chlazenými reaktory. Chladivem by bylo helium s pracovní teplotou kolem 850°C. Při této teplotě by se dal efektivně produkovat vodík. Při výrobě elektřiny by plyn byl veden přímo na plynovou turbínu. Palivem by byl uran, ale efektivně by se spalovaly i transurany z vyhořelého jaderného paliva. Kdyby reaktor fungoval v množivém režimu část paliva by byla v podobě ochuzeného uranu. Palivo se uvažuje v keramické podobě jako kuličky či hranoly. Přepřacování vyhořelého paliva by se odehrávalo přímo v blízkém areálu elektrárny. Uran a transurany by se oddělovaly k dalšímu využití tak, aby se co možná nejvíce snížil objem radioizotopů posílaných do konečného úložiště. ·

- **Sodíkem chlazené rychlé reaktory (SFR)**

Tyto rychlé reaktory, by měly mít pracovní teplotu okolo 550°C. Jako chladivo by se užíval tekutý sodík. S těmito reaktory jsou bohaté zkušenosti. Současné fungující rychlé reaktory jsou právě tohoto typu, např. reaktor Phoenix ve Francii, v japonském Monju i reaktor BN-600 v Rusku. Právě tyto zmíněné státy by se díky své velké zkušenosti se sodíkem chlazenými reaktory zapojily do projektování těchto reaktorů. Spektrum rychlých neutronů by umožnilo množivému reaktoru efektivní produkci paliva z uranu 238 i efektivní spalování plutonia a ostatních transuranů. Předpokládají se dvě výkonové varianty. Menší - 200 až 600 MWe. Palivo by v tomto případě bylo v podobě kovu, obsahující uran i další transurany. Výkonnější varianta by mohla mít mezi 500 až 1500 MWe. Palivem by v tomto případě byla směs oxidů plutonia a uranu. V obou případech se uvažuje o různých formách přepřacování paliva v areálu elektrárny. Z rychlých reaktorů generace IV by měly být k dispozici nejdříve, možná i před rokem 2030.

- **Olovem chlazené rychlé reaktory (LFR)**

S provozem olovem chlazených reaktorů jsou dlouholeté zkušenosti, hlavně z ruských ponorek. Jako chladivo by se využívalo olovo nebo eutektická směs olova a bismutu. Výhodou této směsi je snížení teploty tavení, její nevýhodou pak, že reakcemi neutronů s bismutem a následným rozpadem se produkuje také radioaktivní izotop  $^{210}\text{Po}$ , který má poločas rozpadu v řádu stovky dnů a je také nebezpečným alfa zářičem. Olovo se taví při  $327^\circ\text{C}$ , eutektická slitina pak už při teplotě  $123^\circ\text{C}$ . Pracovní teplota se uvažuje  $550^\circ\text{C}$ . Při použití nejmodernějších materiálů pro chladicí okruh by však pracovní teplota mohla být až  $800^\circ\text{C}$ . Tyto teploty by umožnily také produkci vodíku. Palivo by bylo ve formě kovu nebo nitridů uranu a plutonia. Rusko se díky svým koncepcím olovem chlazených rychlých reaktorů BREST a čtyřicetiletým zkušenostem s provozem těchto reaktorů u svých ponorek, velmi aktivně zapojilo do vývoje této koncepce reaktoru. Kromě středně výkoných reaktorů s výkonem 600 MWe se plánuje i vývoj malého mobilního reaktoru o výkonu 10 až 100 MWe, s velmi dlouhým intervalem mezi výměnami paliva (15 až 20 let). Po uplynutí této doby by se reaktor vrátil do výrobního závodu, kde by se vyměnilo palivo. Zákazník by tak s palivem nemusel manipulovat.

## **5.) Jaderná energetika v ČR**

Mírové využití jaderné energie se stalo přirozenou součástí energetického mixu řady vyspělých států naší planety. Výjimkou není ani Česká republika. Už v roce 1972 byla na území tehdejšího Československa spuštěna první jaderná elektrárna A1 v Jaslovských Bohunicích, pak se přidaly další elektrárny. Roku 1982 byla spuštěna JE v Mochovicích, 1985 v Dukovanech a od roku 2002 je v provozu JE Temelín.

### **5.1.) Jaderná elektrárna Dukovany**

Jaderná elektrárna Dukovany se nachází 30 km jihovýchodně od Třebíče v trojúhelníku, který je vymezen obcemi Dukovany, Slavětice a Rouchovany. V elektrárně jsou ve dvou dvojblocích instalovány celkem čtyři tlakovodní reaktory typu VVER 440 model V 213. Tři z bloků mají po rekonstrukci elektrický výkon 500 MW, jeden disponuje výkonem o hodnotě 460 MW. Jaderná elektrárna Dukovany je první provozovanou jadernou elektrárnou v České

republiky. Roční výroba elektrické energie se pohybuje okolo 14 TWh, což představuje asi 20 % z celkové spotřeby elektřiny v ČR.

V roce 2012 uběhlo již 27 let od přifázování první turbíny prvního bloku Jaderné elektrárny Dukovany k síti. Během této doby elektrárna vyrobila zhruba 350 000 GWh elektřiny. Pro výrobu této elektřiny nemuselo být vytěženo přibližně 253 mil. tun hnědého uhlí, jehož spálením by bylo emitováno do ovzduší zhruba 316 mil. tun CO<sub>2</sub>. [21]

## **5.2.) Jaderná elektrárna Temelín**

Jaderná elektrárna Temelín leží přibližně 24 km od Českých Budějovic a 5 km od Týna nad Vltavou. Elektřinu vyrábí ve dvou výrobních blocích s tlakovodními reaktory VVER 1000 typu V 320. Od jara 2003 je temelínská elektrárna s instalovaným elektrickým výkonem 2000 MW největším energetickým zdrojem České republiky. Technologie elektrárny odpovídá moderním světovým parametrům. Od konstrukce kontejnmentu až po optimalizaci využití paliva.

V roce 2010 elektrárna vyrobila přibližně 12 TWh (43,2 PJ) elektrické energie, což představovalo přibližně 14 % výroby elektřiny v Česku a kolem 23 % výroby ČEZ. [22]

## **5.3.) Výstavba 3. a 4. bloku Jaderné elektrárny Temelín**

Stavba třetího a čtvrtého bloku Temelína je momentálně největší energetická zakázka ve střední Evropě. Do výběrového řízení se přihlásili tři uchazeči - Areva, Westinghouse a konsorcium Škoda JS (detailnější popis reaktorů, viz. kap. 4.1.1). Cílem je vybavit Temelín dalšími dvěma bloky s reaktory generace III+, které se mají vyznačovat lepší ekonomikou provozu, prodloužením period mezi výměnou paliva i celkové životnosti (okolo 60 let) a posílením bezpečnostních prvků. V současnosti se nabízené reaktory staví v Číně, Rusku, Francii a Finsku. Žádný z nich však není dokončený a vyzkoušený. Nezávislé odhady ceny dostavby Temelína se liší od 200 miliard do více než 900 miliard Kč.

Základní technické požadavky na projekt výstavby 3. a 4. bloku JE Temelín:

- Typ reaktoru – PWR (VVER)
- Elektrický výkon bloku – 1000 až 1700 MW
- Typ parní turbíny – plnotáčková nebo parní
- Kontejnment vyhovující požadavkům sdružení provozovatelů JE v EU (EUR)

Termín	Událost
3. 8. 2009	Vyhlášení výběrového řízení, výzva ČEZ, a.s. potenciálním dodavatelům k předložení kvalifikační dokumentace
30.10. 2009	Předání kvalifikační dokumentace Zadavateli
20.2.2010	Informace ČEZ, a.s. o splnění kvalifikačních předpokladů a pozvání k účasti na úvodním jednání
31.10.2011	ČEZ, a.s. předložil účastníkům výběrového řízení oficiální zadávací dokumentaci pro zpracování nabídky
2.7.2012	ČEZ, a.s. obdrží nabídky všech tří zájemců
2013	vyhlášení výběrového řízení
2016	vydání stavebního povolení
2022 (2025)	zkušební provoz třetího (čtvrtého) bloku

Tab. 5-1 Časový harmonogram dostavby Temelína

- **konsorcium společností Škoda JS (MIR 1200)**

Velké šance jsou dávány "mezinárodnímu" konsorciu společností Škoda JS, Atomstrojexport a Gidropress. Bývá představováno jako česko-ruské, ve skutečnosti však je prakticky ruské, protože jeho "českou" složku vlastní ruská firma OMZ, zatímco oba ruští členové konsorcia patří do státní korporace Rosatom.

Konsorcium nabízí reaktory AES-2006-MIR 1200 s čistým elektrickým výkonem 1113 MWe. Hermetický kontejnment je vybaven čtyřmi nezávislými chladicími systémy kombinujícími aktivní a pasivní prvky. V Temelíně půjde o dodávku na klíč, včetně palivových souborů, které tedy budou s velkou pravděpodobností také z Ruska. V současnosti se tato jednotky staví v elektrárnách Novovoronežská (udávaný termín spuštění 2012 až 2013) a Leningradská (2013 až 2014) v Rusku.

- **Areva (EPR)**

Reaktor francouzské společnosti Areva má nejvyšší čistý elektrický výkon: 1600 MWe. Jednotky se staví ve Finsku, Francii a Číně. Reaktor je umístěn v nepropustném kontejnmentu, který je ještě chráněn dvouvrstvou betonovou stěnou. Kromě toho má blok také čtyři nezávislé chladicí systémy a zvláštní ochrannou zónu pro případ havárie.

Finská elektrárna Olkiluoto měla být dokončena jako první už roku 2009. Řada technických problémů, zjištěných bezpečnostních nedostatků a skluzů ve stavbě však vedla k opakovanému odkládání termínu spuštění, nyní se předpokládá, že se to podaří roku 2013.

Podobné problémy provázejí i stavbu ve francouzském Flamaville. Projekt je kritizovaný i kvůli opakovanému překračování rozpočtu. Naproti tomu dvě jednotky v čínském Tajšanu jsou údajně v předstihu před plánem. První z nich by měla zahájit provoz v prosinci 2013.



Obr. 5-1 koncepce reaktoru EPR firmy Areva [39]

- **Westinghouse (AP 1000)**

Reaktor Westinghouse AP 1000 má čistý elektrický výkon 1117 MWe. Reaktor i parogenerátor jsou společně umístěny v ocelovém kontejnmentu uzavřeném ještě v ochranné struktuře, která má zabránit útokům zvenčí. Je vybaven tzv. pasivní bezpečností, kdy bezpečnostní prvky nejsou závislé na vnějších zdrojích energie a na lidském zásahu po dobu 72 hodin od případné havárie. AP 1000 se montuje modulovým systémem, který výrazně urychluje stavbu. V současnosti probíhá výstavba v čínských lokalitách Sanmen a Hayiang - první z nich má být dokončená roku 2013. Připravuje se stavba několika desítek dalších AP 1000 v Číně, Westinghouse podepsal také smlouvy na dodávku 6 bloků v USA.

- **Vítěz tendru**

Všechny tři nabídky avizují 70% zapojení českého průmyslu v zapojení do dostavby Temelína, otázkou je, jestli to bude formou výroby komponent nebo přímým zapojením do výstavby a také na kolik toto předsevzetí uchazeči dodrží. ČEZ ještě neobdržel finální nabídky od zájemců pro dostavbu, proto se uchazeči snaží držet co nejvíce informací ohledně této zakázky v tajnosti, aby neoslabili svoji vyjednávací pozici. Z veřejně dostupných informací především o reaktorech, bezpečnostních prvcích apod. lze vyčíst následující.

Výhodou nabídky firmy Westinghouse je modulová výstavba, která urychlí a zlevní stavbu, naopak nevýhodou je, že strojovna bude dodávána firmou Toshiba.

Velkým kladem nabídky Arevy je výkon reaktoru (1600MWe), což je téměř o 500MWe více než konkurence, naopak nevýhodou je že český průmysl zatím nedokáže vyrobit turbínu s tak velkým výkonem.

Naopak při stavbě reaktoru MIR1200 by byla strojovna, včetně dalších komponent, dodávána českými firmami, Škoda jaderné strojírenství, Vítkovice a další. Dostí výraznou nevýhodou je prohloubení energetické závislosti na Rusku díky palivu pro reaktor, která už je nyní nezanedbatelná.

Po zvážení výše uvedených kladů a záporů se dle mého názoru stane vítězem tendru Areva. Hlavní přednost nabídky předložené touto společností považují největší instalovaný výkon. Při výstavbě dvou bloků by společný výkon dosáhl 3200 MWe, čímž by o téměř o 1000 MWe převyšoval výkon dvou zbývajících nabídek. Díky tomuto by Česká Republika, respektive ČEZ mohl exportovat více elektřiny do zahraničí a tak by výrazně zkrátil čas, za který by se celý projekt výstavby dvou bloků v JE Temelín splatil.

## 7.) Výpočet parogenerátoru

**Zadání:** Proved'te zjednodušený tepelný výpočet parního generátoru (dále jen PG), který tvoří spojení mezi I. a II. okruhem jaderné elektrárny.

Zadané parametry pro výpočet:

– Tepelný výkon reaktoru	$Q_r=3200$ [MWt]
– tlak syté páry	$p_{II}=7$ [MPa]
– parní výkon PG	$P_I=1602$ [t/hod]
– teplota chladiva v I. okruhu na vstupu	$t_{I1}=298,2$ [°C]
– teplota chladiva v I. okruhu na výstupu	$t_{I2}=328,9$ [°C]
– tlak v I. okruhu	$p_I=16,2$ [MPa]
– teplota napájecí vody	$t_{nv}=225$ [°C]

### Řešení:

Parogenerátor (parní generátor) je povrchový rekuperační výměník umožňující přenos tepla mezi primárním a sekundárním okruhem elektrárny. Patří mezi nejdůležitější a největší výměníky tepla v jaderných elektrárnách. U PG je tedy nutno stanovit součinitel přestupu tepla, součinitel tepelné vodivosti a prostup tepla stěnou. Pro výpočet, který jsem provedl na základě odborné literatury [23],[24],[25] jsem si stanovil svislý parní generátor s primárním teplonosičem tlakovou vodou, který bude vyrábět na sekundární straně nasycenou páru.

Výpočet provádím pouze pro jeden parní generátor.

Hmotnostní průtok primárního média  $Q_m$ :

$$Q_m = \frac{Q_{pg}}{(i_{Ia} - i_{Ie}) \cdot \eta_{pg}} = \frac{800\,000}{(1501 - 1326) \cdot 0,95} = 4\,812 \text{ [kg} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (1)$$

$\eta_{pg}$  je účinnost PG, já volím účinnost 95%. Při parním výkonu  $P_I=1602$  [t/hod] je tepelný výkon PG  $Q_{pg}=800$  [MW]

Předběžný výpočet průtoku páry:

$$\dot{m}_p = \frac{Q_{pg}}{(i_{pp} - i_{nv}) \cdot \eta_{pg}} = \frac{800\,000}{(2876 - 952,9) \cdot 0,95} = 437,9 \text{ [kg} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (2)$$

Výkon výparníku:

$$P_{výp} = \dot{m}_p \cdot (i''_{sp} - i'_{sv}) = 437,9 \cdot (2771 - 1270) = 657\,287,9 \text{ [kW]} \quad (3)$$



Výkon ekonomizéru:

$$P_{ek} = \dot{m}_p \cdot (i'_{sv} - i_{nv}) = 437,9 \cdot (1290 - 984,9) = 133\,603,3 \text{ [kW]} \quad (4)$$

Kontrola celkového výkonu výparníku:

$$P_{pg} = P_{ek} + P_{výp} = 133\,603,3 + 657\,287,9 = 797\,438,3 \text{ [kW]} \quad (5)$$

K následujícím výpočtům je třeba znát hodnotu měrné tepelné kapacity za stálého tlaku  $c_p = 5,8 \text{ [J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}]$

Teplota za výparníkem:

$$\begin{aligned} P_{výp} &= Q_m \cdot c_p \cdot (t_{c1} - t_{1výp}) \rightarrow \\ \rightarrow t_{1výp} &= t_{c1} \frac{P_{výp}}{Q_m \cdot c_p} = 328 - \frac{657\,287,9}{4\,812 \cdot 5,8} = 304,5 \text{ [}^\circ\text{C]} \end{aligned} \quad (6)$$

Výpočet celkové teplosměnné plochy:

$$P_{pg} = \bar{k} \cdot \Delta t_{\log} \cdot S_{pg} \text{ [W]} \quad (7)$$

Teplotní rozdíl na vstupu do výparníku:

$$\Delta t_v = t_1 - t_{sp} = 328,9 - 286,3 = 42,6 \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (8)$$

Teplotní rozdíl na vstupu do ekonomizéru:

$$\Delta t_e = t_{1c} - t_{sp} = 304,6 - 286,3 = 18,3 \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (9)$$

Teplotní rozdíl na vstupu primární vody:

$$\Delta t_k = t_{Ie} - t_{II} = 298 - 225 = 73^\circ\text{C} \quad (10)$$

Nastane-li stav, kdy  $\Delta t_v / \Delta t_e > 2$  je nutno rozdělit výhřevnou plochu na více částí. Tento poměr překročen byl. Volím rozdělení na dvě části. Každé části bude předáván stejný tepelný výkon. Při splnění podmínek vypočítám teplotu primární vody v trubkách v dělicí rovině mezi oběma částmi.

Střední logaritmický teplotní spád:

$$\Delta t_{\text{stř log}} = \frac{\Delta t_v - \Delta t_e}{\log \frac{\Delta t_v}{\Delta t_e}} = \frac{42,6 - 18,3}{\ln \frac{42,6}{18,3}} = 28,8 \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (11)$$

Střední logaritmická teplota výparníku:

$$\Delta t_{\text{stř výp}} = \frac{\Delta t_v - \Delta t_e}{\log \frac{\Delta t_v}{\Delta t_e}} = \frac{42,6 - 18,3}{\ln \frac{42,6}{18,3}} = 28,8 \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (12)$$

Střední logaritmická teplota ekonomizéru:

$$\Delta t_{\text{log ek}} = \frac{\Delta t_k - \Delta t_e}{\log \frac{\Delta t_k}{\Delta t_e}} = \frac{73 - 18,3}{\ln \frac{73}{18,3}} = 39,5 \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (13)$$

Střední teplota přehříváku:

$$t_{\text{stř př}} = \frac{t_1 - t_{1\text{výp}}}{2} = \frac{328 + 304,5}{2} = 316,2 \text{ [}^\circ\text{C]} \quad (14)$$

Tepelné charakteristiky média při daných podmínkách  $t=316 \text{ [}^\circ\text{C]}$  a  $P=16,2 \text{ [MPa]}$

Měrná hmotnost	$\rho = 663 \text{ [kg}\cdot\text{m}^{-3}\text{]}$
Dynamická viskozita	$\eta = 7,786 \text{ [Pa}\cdot\text{s]}$
Součinitel tepelné vodivosti	$\lambda = 0,4829 \text{ [W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}\text{]}$
Měrná tepelná kapacita	$c_p = 6,474 \cdot 10^3 \text{ [J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}\text{]}$
Prandtlovo číslo	$Pr_{\text{př}} = 1,044[1]$
Prandtlovo číslo pro střední teplotu trubek	$Pr_{\text{stř př}} = 0,9668 [1]$

Nutností pro další výpočty je zvolení průměru tloušťky stěny teplosměnných trubek a rychlosti proudění média. Volím tedy trubku  $16 \times 1,5 \text{ [mm]}$  a rychlost proudění  $w = 6,2 \text{ [m}\cdot\text{s}^{-1}\text{]}$ .

Celková průtočná plocha:

$$S_v = \frac{Q_m}{w \cdot \rho} = \frac{4 \cdot 812}{6,2 \cdot 663} = 1,17 \text{ [m}^2\text{]} \quad (15)$$

Průtočná plocha jedné trubky:

$$S_{\text{stř}} = \frac{\pi \cdot d_2^2}{4} = \frac{\pi \cdot 0,013^2}{4} = 1,33 \cdot 10^{-4} \text{ [m}^2\text{]} \quad (16)$$

Celkový počet trubek:

$$n_t = \frac{S_v}{S_{stř}} = \frac{1,17}{1,33 \cdot 10^{-4}} = 8\,814,8 \text{ [1]} \quad (17)$$

S přihlédnutím na možné zaslepení částí teplosměnných trubek je nutno jejich počet navýšit 15%, trubek bude 10 137. Trubky dělím do 20 sekcí, každá sekce bude mít 508 trubek. Výsledný počet trubek tedy bude  $n = 10160$  [1].

Pro upravený počet trubek je celková průtočná plocha:

$$S_{sv} = S_{stř} \cdot n = 1,33 \cdot 10^{-4} \cdot 10160 = 1,35 \text{ [m}^2\text{]} \quad (18)$$

Rychlost proudění primárního média:

$$w = \frac{\dot{Q}_v}{S_v \cdot \rho} = \frac{4\,812}{1,35 \cdot 663} = 5,4 \text{ [m} \cdot \text{s}^{-1}\text{]} \quad (19)$$

Součinitel přestupu tepla mezi primární vodou a teplosměnnou trubkou

Výparné teplo  $l_v = 1553,9 \text{ [kJ} \cdot \text{kg}^{-1}\text{]}$

$$\nu = \frac{\eta}{\rho} = \frac{0,00007786}{663} = 1,17 \cdot 10^{-7} \text{ [Pa} \cdot \text{s]} \quad (20)$$

Reynoldsovo číslo:

$$Re = \frac{w \cdot d_2}{\nu} = \frac{5,4 \cdot 0,013}{1,17 \cdot 10^{-7}} = 602\,222,2 \text{ [1]} \quad (21)$$

Nusseltovo číslo (tento vztah platí pro  $Re > 4$ ):

$$Nu = 0,023 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,43} \cdot \left( \frac{Pr}{Pr_{stř}} \right)^{0,25} \quad (22)$$

$$Nu = 0,023 \cdot 602222,2^{0,8} \cdot 1,044^{0,43} \cdot \left( \frac{1,944}{0,9668} \right)^{0,25} = 1\,004,42 \text{ [1]} \quad (23)$$

Součinitel přestupu tepla mezi primárním médiem a teplosměnnou trubicí:

$$\alpha_1 = Nu \cdot \frac{\lambda}{d_2} = 1004,42 \cdot \frac{0,4829}{0,013} = 37\,310,3 \text{ [W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}] \quad (24)$$

Součinitel tepla mezi stěnou trubky a parovodní směsí

vztah pro bublinkový var:

$$\alpha_2 = A \cdot q^n \text{ [W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}] \quad (25)$$

vztah pro výpočtovou konstantu:

$$A = \frac{100}{3,3 - 0,0133 \cdot (t_{sp} - 100)} \cdot \frac{4,186}{3600} \quad (26)$$

$$A = \frac{100}{3,3 - 0,0133 \cdot (286,3 - 100)} \cdot \frac{4,186}{3600} = 0,141 \text{ [1]} \quad (30)$$

Pro čistý povrch teplosměnné trubky volím exponent  $n = 0,7[1]$  [32]. Hodnotu středního tepelného toku volím  $q = 185 \text{ [kW} \cdot \text{m}^{-2}]$  [32].

Pak součinitel tepla  $\alpha_2$  bude mít hodnotu:

$$\alpha_2 = 0,141 \cdot 185^{0,7} = 5,4643 \text{ [kW} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}] \quad (27)$$

Výsledný součinitel přestupu tepla:

pro další výpočet je nutné určit materiál trubek. Volím materiál 08Ch18N10T se součinitelem tepelné vodivosti  $\lambda_{st} = 18,69 \text{ [W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}]$

$$k = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_1} \cdot \frac{d_1}{d_2} + \frac{d_1}{2 \cdot \lambda_{st}} \cdot \ln \frac{d_1}{d_2} + \frac{1}{\alpha_2}} \quad (28)$$

$$k = \frac{1}{\frac{1}{37310} \cdot \frac{0,016}{0,013} + \frac{0,016}{2 \cdot 18,69} \cdot \ln \frac{0,016}{0,013} + \frac{1}{5464,3}} = 3\,280 \text{ [W} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{K}^{-1}] \quad (29)$$

Stanovení parního výkonu:

$$G = \frac{Q}{i_{12} + 1,01 \cdot (i_s - i_{nv})} = \frac{800\,000}{1\,553,9 + 1,01(1228,2 - 942,9)} = 434,25 \text{ [kg} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (31)$$

Tepelný výkon:

$$P_{PG} = G \cdot (i_s'' - i_{nv}) = 434,25 \cdot (2785 - 942,9) = 799\,931,9 \text{ [kW]} \quad (32)$$

Vypočtená hodnota se liší od stanoveného tepelného výkonu ( $P_{PG}=800 \text{ [MW]}$ ) jen o 0,001%, což je zanedbatelný rozdíl.

Výsledné hodnoty potřebné pro konstrukci a odpovídající zadaným požadavkům

Velikost teplosměnné plochy:

$$S = \frac{Q}{q} = \frac{800\,000\,000}{79704} = 10\,037 \text{ [m}^2\text{]} \quad (33)$$

Délka trubek pro jednu smyčku:

$$L = \frac{S}{\pi \cdot d_1} = \frac{10\,037}{\pi \cdot 0,016} = 199\,680 \text{ [m]} \quad (34)$$

Délka jedné trubky:

$$L_{\text{str}} = \frac{L}{n} = \frac{199\,680}{10\,203} = 19,57 \text{ [m]} \quad (35)$$

## 8.) Závěr

Hlavním úkolem této bakalářské práce bylo vytvořit přehled jaderných reaktorů a popsat princip činnosti a konstrukci vybraných typů jaderných reaktorů. Jaderné reaktory se dělí na dva hlavní typy a to na tepelné a rychlé. Většina komerčních reaktorů je v současné době tepelných, avšak ve výzkumech je kladem velký důraz na rychlé množivé reaktory, které by měly zajistit budoucnost energie dalším generacím. Mnoho typů jaderných reaktorů se již nestaví, a nebo dosluhují a čekají na své nástupce. Zkušenosti s jejich provozem nám však pomohly ve vývoji a výzkumu nových bezpečnějších a účinnějších typech, kterými se zabývala další kapitola v této práci. Reaktory generace III. a IV. byly vyvinuty na základě zkušeností, které sbíráme už od poloviny 20. století, ale jde o úplně nové typy a koncepce, které se v současné době ještě nevyužívají.

Tyto generace reaktorů se jeví jako možné východisko z problémů současné energetiky - přístup k energetickým zdrojům a negativní vliv emisí na změny klimatu na Zemi. Oba řeší jaderná energetika; ta neprodukuje prakticky žádné tzv. skleníkové plyny ( $\text{CO}_2$ ) a naopak přispívá významným způsobem ke snížení globálních emisí těchto plynů do ovzduší. Jaderné zdroje současně patří všude ve světě mezi nejlevnější energetické zdroje. Ve výhodné ceně elektřiny vyrobené v jaderných zdrojích - srovnatelné nebo nižší než jaké jsou ceny z uhelných a plynových elektráren - se odráží nízký vliv palivových nákladů. Na rozdíl od ostatních zdrojů v sobě tato cena zahrnuje také externí náklady (nakládání s odpady, vyřazování zařízení z provozu, zdravotní a environmentální vlivy).

Pro perspektivu jaderné energetiky hovoří i dostatek surovin pro výrobu paliva. Světové zásoby ekonomicky dostupných jaderných paliv mohou bez recyklace paliva vystačit na 85 let a pokud by se nasadily rychlé reaktory, pak by s recyklací mohly vystačit na 2,5 tisíce let. Zásoby lithia pro další generaci fúzních reaktorů by vystačily dokonce na 46 milionů let.

V dalších částech této bakalářské práce byl shrnut současný stav tendru na výstavbu třetího a čtvrtého bloku v jaderné elektrárně Temelín, včetně zhodnocení nabídek jednotlivých společností.

Ve výpočtové části jsem provedl zjednodušený tepelný výpočet parního generátoru jaderné elektrárny dle zadaných parametrů.

## 9.) Seznam použité literatury

- [1] *Pro atom web* [online] 2008 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://proatom.luksoft.cz/view.php?cisloclanku=2007020301>.
- [2] *Jaderná energie a energie z obnovitelných zdrojů* [online] 2010 [cit.2011-12-10]  
Dostupné z WWW: <http://www.quido.cz/je/je1.html>
- [3] *Wikipedie otevřená encyklopedie* [online] 2010 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
[http://cs.wikipedia.org/wiki/Jadern%C3%A1\\_energetika](http://cs.wikipedia.org/wiki/Jadern%C3%A1_energetika).
- [4] *Wikipedie, otevřená encyklopedie* [online] 2010 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
[http://cs.wikipedia.org/wiki/%C5%A0t%C4%Bpn%C3%A1\\_jadern%C3%A1\\_reakce](http://cs.wikipedia.org/wiki/%C5%A0t%C4%Bpn%C3%A1_jadern%C3%A1_reakce)
- [5] *ČVUT FIJI* [online] 2009 [cit.2011-12-18] Dostupné z WWW:  
[http://www.fjfi.cvut.cz/reaktorova\\_fyzika1/mkap3.htm](http://www.fjfi.cvut.cz/reaktorova_fyzika1/mkap3.htm)
- [6] *Skupina ČEZ* [online] 2004 [cit.2011-12-18] Dostupné z WWW:  
<http://www.cez.cz/edee/content/microsites/nuklearni/k33.htm>
- [7] *JE Temelín a Dukovany* [online] 2009 [cit.2011-12-18] Dostupné z WWW: <http://www.je-temelin-dukovany.cz/jaderna-elektrarna-technologie.htm>
- [8] *Český rozhlas* [online] 2011 [cit.2012-1-21] Dostupné z WWW:  
[http://www.rozhlas.cz/zpravy/asieaustralie/\\_zprava/879687](http://www.rozhlas.cz/zpravy/asieaustralie/_zprava/879687)
- [9] *EnviWeb* [online] 2011 [cit.2012-1-21] Dostupné z WWW:  
<http://www.enviweb.cz/clanek/atom/86941/kdo-nechce-navrat-k-jaderne-energii-hlasuje-v-italskem-referendu-ano>
- [10] *Hnutí svobodomyslných* [online] 2011 [cit.2012-3-24] Dostupné z WWW:  
<http://www.svobodomyslni.cz/sbornik3.php>
- [11] *Centrum výzkum Řež s.r.o.* [online] 2011 [cit.2012-3-21] Dostupné z WWW:  
<http://referaty-seminarky.cz/palivovy-cyklus-jadernych-elektaren/>
- [12] *Transformační technologie* [online] 2006 [cit.2012-3-21] Dostupné z WWW:  
<http://www.transformacni-technologie.cz/jaderna-energetika.html>
- [13] *Wikipedie, otevřená encyklopedie* [online] 2012 [cit.2012-3-21] Dostupné z WWW:  
[http://cs.wikipedia.org/wiki/Varn%C3%BD\\_reaktor](http://cs.wikipedia.org/wiki/Varn%C3%BD_reaktor)
- [15] *ÚJF AV ČR* [online] 2012 [cit.2012-3-21] Dostupné z WWW:  
<http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/transmutace/generaceIV.html>

- [16] *Energetická wikipedie* [online] 2010 [cit.2012-4-15] Dostupné z WWW:  
<http://enpedie.cz/wiki/Corium>
- [17] *Inuitech - intuitive technologies* [online] 2011 [cit.2011-4-18] Dostupné z WWW:  
<http://intuitech.biz/?p=8013>
- [18] *Toshiba website* [online] 2012 [cit.2012-4-21] Dostupné z WWW:  
<http://www.toshiba.co.jp/nuclearenergy/english/business/reactor/abwr01.htm>
- [19] *GE Energy* [online] 2012 [cit.2012-4-21] Dostupné z WWW: [http://www.ge-energy.com/products\\_and\\_services/products/nuclear\\_energy/esbwr\\_nuclear\\_reactor.jsp](http://www.ge-energy.com/products_and_services/products/nuclear_energy/esbwr_nuclear_reactor.jsp)
- [20] *Candu Energy Inc.* [online] 2012 [cit.2012-5-1] Dostupné z WWW:  
<http://www.candu.com/en/home/candureactors/ec6.aspx>
- [21] *Skupina ČEZ* [online] 2010 [cit.2012-5-1] Dostupné z WWW:  
<http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/je-v-cr.html#je-dukovany>
- [22] *Skupina ČEZ* [online] 2010 [cit.2012-5-1] Dostupné z WWW:  
[http://www.cez.cz/edee/content/file/investors/2010-annual-report/VZ2010\\_cz.pdf](http://www.cez.cz/edee/content/file/investors/2010-annual-report/VZ2010_cz.pdf)
- [23] Černý, V., Janeba, B., Karták, J., Jirouš, F., Marvan, B.:  
 Základy konstruování kotlů a parogenerátoru jaderných elektráren, ČVUT Praha, 1974
- [24] Janeba, B., Karták, J.: Tepelné výpočty kotlů a parních generátoru,  
 ČVUT Praha, 1982
- [25] HEJZLAR, Radko. Stroje a zařízení jaderných elektráren díl 2. ČVUT  
 Praha, 2005.
- [26] *Skupina ČEZ* [online] 2011 [cit.2012-5-5] Dostupné z WWW:  
<http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/zvazovana-dostavba-elektrarny-temelin/rozvoj-jaderne-energetiky-ve-svete.html>
- [27] *European nuclear society* [online] 2012 [cit.2012-5-12] Dostupné z WWW:  
<http://www.euronuclear.org/info/encyclopedia/n/nuclear-power-plant-world-wide.htm>
- [28] *The Guardian* [online] 2012 [cit.2012-5-12] Dostupné z WWW:  
<http://www.guardian.co.uk/environment/interactive/2012/mar/08/nuclear-power-plants-world-map>
- [29] *Q - Klub* [online] 2012 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://www.quido.cz/je/je1.html>



- [30] *Chemical elements* [online] 2009 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://www.chemicalelements.com/elements/u.html>
- [31] *Jaderné štěpení* [online] 2009 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://fyzika.jreichl.com/main.article/view/818-jaderne-stepeni>
- [32] *Wikipedie otevřená encyklopedie* [online] 2009 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
[http://cs.wikipedia.org/wiki/Soubor:Nuclear\\_power\\_plant-pressurized\\_water\\_reactor-PWR.png](http://cs.wikipedia.org/wiki/Soubor:Nuclear_power_plant-pressurized_water_reactor-PWR.png)
- [32] *Wikipedie otevřená encyklopedie* [online] 2005 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
[http://cs.wikipedia.org/wiki/Soubor:Nuclear\\_power\\_plant-pressurized\\_water\\_reactor-PWR.png](http://cs.wikipedia.org/wiki/Soubor:Nuclear_power_plant-pressurized_water_reactor-PWR.png)
- [33] screenshot ze simulačního program JeSim 1.2 výrobce Ing. Jiří Punčochář
- [34] *Idaho Samizdat: Nuke Notes* [online] 2008 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://djsrv.blogspot.com/2008/11/russia-inks-huge-indian-nuclear-deal.html>
- [35] *Svobodomyšlní* [online] 2010 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://www.svobodomyslni.cz/sbornik3.php>
- [36] *Wikipedie otevřená encyklopedie* [online] 2007 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
[http://en.wikipedia.org/wiki/File:Europrean\\_Pressure\\_Reactor.PNG](http://en.wikipedia.org/wiki/File:Europrean_Pressure_Reactor.PNG)
- [37] *Office of Nuclear Energy* [online] 2007 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://www.ne.doe.gov/np2010/pdfs/ABWROverview.pdf>
- [38] *BME Nukleáris Technikai Intézet* [online] 2007 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
[http://www.reak.bme.hu/MTAEB/files/konferencia\\_20070308/tpresent/AECL\\_ACR1000.pdf](http://www.reak.bme.hu/MTAEB/files/konferencia_20070308/tpresent/AECL_ACR1000.pdf)
- [39] *Areva/EDF* [online] 2012 [cit.2011-12-10] Dostupné z WWW:  
<http://www.epr-reactor.co.uk/scripts/ssmod/publigen/content/templates/show.asp?P=93&L=EN>
- [40] poznámky pana prof. Kolata k přednáškám

## **10.) Seznam obrázků a tabulek**

Obr. 1-1 Chicago Pile-1 [29]

Obr. 1-2 Atom Uranu (U-235) [30]

Obr. 1-3 Obr. 1-3 Řízená štěpná reakce [31]

Obr. 2-1 Schéma jaderné elektrárny s reaktorem typu PWR [32]

Obr. 2-2 Schéma sekundárního okruhu JE Temelín [33]

Obr. 3-1 Reaktor typu VVER 1000/320 [34]

Obr. 3-2 Obr. 3-2 Ukázka palivového cyklu [35]

Obr. 4-1 Obr. 4-1 Reaktor EPR [36]

Obr. 4-2 Obr. 4-2 Schéma okruhu BWR [37]

Obr. 4-3 Reaktor ACR-1000 [38]

Obr. 5-1 koncepce reaktoru EPR firmy Areva [39]

### tabulky:

Tab. 4-1 Dělení jaderných reaktorů [40]

Tab. 5-1 Časový harmonogram dostavby Temelína